Deutscher Bundestag
10. Wahlperiode

Drucksache 10/434

Sachgebiet 751

Unterrichtung

durch die Bundesregierung

Vorschlag für einen Beschluß des Rates zur Annahme eines Forschungsprogramms über die Reaktorsicherheit

»EG-Dok. Nr. 7937/83«

Reaktorsicherheit
Vorschlag für ein Forschungsprogramm mit Kostenteilung (1984 bis 1987)

I. Begründung

In dem Dokument „Vorschlag für eine europäische Strategie auf dem Gebiet der Wissenschaft und Technik — Rahmenprogramm 1984 bis 1987" (KOM [82] 865 endg.) werden unter den großen Optionen für den Zeitraum 1984 bis 1987 unter anderem die Verbesserung der Bewirtschaftung der Energieressourcen und die Verminderung der energiewirtschaftlichen Abhängigkeit genannt. Die Entwicklung der Kernspaltungsenergie ist eines der mit diesen Optionen anvisierten Ziele, und die Reaktorsicherheit ist eine der mit diesem Ziel verbundenen Prioritäten. Es empfiehlt sich, die Ausführungen des Vorschlags für ein Rahmenprogramm im Wortlaut zu zitieren:

„Die Leichtwasser-Reaktorlinie hat bereits das industrielle und kommerzielle Stadium erreicht: mehr als 200 Reaktoren dieses Typs sind in der Welt in Betrieb. Die Verbreitung dieser Technologie und ihre Auswirkungen auf die Gesellschaft erfordern weitere eingehende Forschungen über Sicherheit. Dies erklärt sich hauptsächlich durch die Notwendigkeit, die Sicherheitsmargen der Reaktoren besser zu bewerten — und damit ihre Verfügbarkeit zu steigern —, ein gemeinsames Lösungsmodell für die Sicherheitsnormen festzulegen und den Entscheidungsprozeß zu erleichtern. Ferner können gemeinschaftliche Forschungen dazu beitragen, daß diese Energiequelle besser von der Öffentlichkeit akzeptiert wird.

Die Gemeinschaftsaktionen auf diesem Gebiet sollten daher nachstehende Ziele verfolgen:

— Optimale Nutzung der Betriebsdaten der etwa 80 zur Zeit in den Mitgliedstaaten arbeitenden Reaktoren[1]), die eine unersetzliche Datenbasis liefern, um die Kenntnisse über die Zuverlässigkeit der Anlage, der Systeme und der Komponenten sowie über den Einfluß der menschlichen Faktoren auf die Sicherheit zu verbessern. Die Wahrscheinlichkeitsmethoden, deren Ent-

[1]) Alle Typen zusammen.

Gemäß Artikel 2 Satz 2 des Gesetzes vom 27. Juli 1957 zugeleitet mit Schreiben des Chefs des Bundeskanzleramtes vom 7. September 1983 — 14 — 680 70 — E — Fo 64/1/83.
Diese Vorlage ist mit Schreiben des Herrn Präsidenten der Kommission der Europäischen Gemeinschaften vom 17. Juni 1983 dem Herrn Präsidenten des Rates der Europäischen Gemeinschaften übermittelt worden.
Die Anhörung des Europäischen Parlaments und des Wirtschafts- und Sozialausschusses zu der genannten Kommissionsvorlage ist vorgesehen.
Mit der Beschlußfassung durch den Rat ist noch im Jahre 1983 zu rechnen.
Gemäß § 93 Satz 3 GO-BT am 29. September 1983 angefordert, siehe auch Drucksache 10/433 Nr. 13.

wicklung fortgesetzt werden muß, ermöglichen durch die Verwendung dieser Daten eine bessere Beurteilung der Risiken.

— Entwicklung verschiedener Techniken und Methodologien zur Verhütung von Störfällen, insbesondere bei den Steuersystemen, der Instrumentierung und der Inspektionstechniken.

— Besserung der Kenntnis der Störfallmechanismen durch eine Kombination theoretischer und experimenteller Forschungen, um die für die Sicherheitsanalysen verwendeten Rechencodes zu verbessern. Der Vergleich zwischen den verschiedenen Codes, die Verbreitung der Information, die Einführung der durch diese Arbeiten bestätigten Codes bei ihren potentiellen Benutzern sind ebenso Elemente, die eine schrittweise Harmonisierung der Kernsicherheitsanalysen auf europäischer Ebene mit sich bringen sollten.

— Eine bessere Kenntnis der Unfallabläufe durch reaktorinterne und -externe Versuche, die zur Ausarbeitung von Regelwerken für das Verhalten von Reaktoroperateuren führen könnten.

Parallel zur Fortsetzung dieser Ziele müßte ein innergemeinschaftlicher Informationsaustausch gefördert werden, der die unerläßliche technische Grundlage für die Harmonisierung der Sicherheitsleitlinien und -praktiken auf europäischer Ebene bildet.

Der erste kommerzielle schnelle Leistungsreaktor wird zur Zeit in Europa gebaut. Die Baulinie der natriumgekühlten schnellen Brüter hat noch nicht die gleiche Entwicklung wie die Leichtwasserreaktoren erreicht. Weitere Forschungen sind noch auf dem Gebiet der Sicherheit notwendig, um ihre allgemeine Übernahme auf industrieller Ebene besser vorzubereiten. Die wichtigsten Achsen dieser Forschung sind: die Verhütung von Störfällen, die Untersuchung des Verhaltens der Brennstoffe und des Kerns unter anomalen Betriebsbedingungen — einschließlich der verschiedenen Störfallphasen bis zur und einschließlich der Abbruchphase — die Untersuchung des Verhaltens der Strukturen und Komponenten bei Beanspruchungen, die diesen hypothetischen Störfällen entsprechen, und die Beurteilung der Lage nach einem Störfall. Diese Untersuchungen müßten zur Festlegung einer allgemein anerkannten gemeinsamen Grundlage von Rechencodes führen, die die Lösung der Sicherheitsprobleme dieser Reaktoren auf europäischer Ebene harmonisieren und zur Beseitigung der Hemmnisse auf dem Markt der Komponenten für schnelle Reaktoren beitragen könnte.

Allgemein gesehen, d. h. unabhängig von der Reaktorlinie, wird der Wechselwirkung Mensch — Maschine und der Ergonomie sowie der Einführung neuer Technologien (insbesondere Anwendungen der Informationstechnologien) auf diesem Industriesektor besondere Aufmerksamkeit beigemessen.

Alle diese Ziele können nur durch eine ausgeglichene Kombination theoretischer und experimenteller Forschungen erreicht werden. Dieser letztere Bereich setzt die Benutzung großer Anlagen und den Einsatz von fähigen fachübergreifenden Teams voraus und sollte in einem möglichst breiten Rahmen internationaler Zusammenarbeit durchgeführt werden. Diese Zusammenarbeit auf der Ebene der Gemeinschaft muß ihren Ausdruck finden in einer Konzentration der Arbeiten um größere Experimente, die entweder in Forschungszentren der Gemeinschaft oder in nationalen Zentren unter Beteiligung der Gemeinschaft durchgeführt werden. Dadurch würde außerdem eine internationale Zusammenarbeit erleichtert, deren Ergebnisse allen Mitgliedstaaten zur Verfügung stünden."

Die Kommission weiß, daß das Gebiet von Forschungs- und Entwicklungstätigkeiten, die erforderlich sind, um bei der Beherrschung nuklearer Energie durch Kernspaltung den Interessen der Gemeinschaft zu dienen, nicht ausreichend beurteilt oder verwaltet werden kann, wenn es nicht als ein Ganzes angesehen wird. Sie ist deshalb tätig in der Durchführung einer integrierten Verwaltung der Forschungsaktionsprogramme, die alle Gebiete der Forschung und Entwicklung nuklearer Energie durch Kernspaltung umfaßt, wie sie in der begleitenden Mitteilung mit dem Titel „Forschungsaktionsprogramm zur Entwicklung der Energie durch Kernspaltung (1984 bis 1987)" aufgeführt sind. Innerhalb dieses Forschungsaktionsprogramms legt ein eigenes Unterprogramm zur Sicherheit von Kernspaltungsreaktoren den Vorschlag der Kommission als Antwort auf die Empfehlungen des Rahmenprogramms dar. In der Zukunft beabsichtigt die Kommission, alle Teile des Forschungsaktionsprogramms zusammen der Begutachtung und Billigung durch den Rat und das Parlament vorzulegen. Solch ein integriertes Billigungsverfahren ist nicht unmittelbar möglich.

Es ist daher erforderlich, getrennte Vorschläge für Kostenteilungsvorhaben zu unterbreiten. Trotz dieser Trennung wird die Verwaltung der Gesamtheit der Tätigkeiten, die in ihrer Zusammenwirkung das Forschungsaktionsprogramm ausmachen, in integrierter Weise im Rahmen der neuen Strukturen und Verfahren durchgeführt, die die Kommission vorschlägt[2]).

Das vorgeschlagene Unterprogramm Reaktorsicherheit vereint direkte Aktion (GFS) und Forschungsvorhaben in Kostenteilung. Während das Programm der direkten Aktion eine logische Folge der im Mehrjahresprogramm 1980 bis 1983 augenblicklich durchgeführten Tätigkeiten ist, wobei die Streichung des SUPER-SARA-Vorhabens berücksichtigt wird, stellt das Forschungsprogramm für Kostenteilungsvorhaben ein neues Vorgehen dar. Das vorgeschlagene Programm in Kostenteilung, das sich an ein bescheidenes aber erfolgreiches Programm in Kostenteilung über die „Sicherheit thermischer Reaktoren (1979 bis 1983)" anschließt, das im Augenblick fast abgeschlossen ist, zieht das Vorhandensein von in den Mitgliedstaaten errichteten Einrichtungen zur Sicherheitsforschung wie

[2]) COM(83) 143

auch die Notwendigkeit ihrer koordinierten Nutzung in Betracht. Es schließt einen umfassenderen Bereich von Vorhaben auf dem Gebiet der Leichtwasserreaktoren als in der Vergangenheit ein und enthält zum ersten Mal eine beachtliche Reihe von Vorhaben auf dem Gebiet von flüssigmetallgekühlten schnellen Brutreaktoren.

Diese Mitteilung betrifft in erster Linie das vorgeschlagene Forschungsprogramm von Kostenteilungsvorhaben. Bei der Abfassung des Vorschlags für den Teil der Arbeit auf der Basis von Kostenteilungsvorhaben trug die Kommission politischen, technischen und finanziellen Überlegungen Rechnung.

Auf politischer Ebene entspricht die Entwicklung der in den Laboratorien und Instituten der Mitgliedstaaten durchgeführten Forschungsarbeiten mit Kostenteilung einem Bemühen um Dezentralisierung, das die Integration und Kohärenz der Gemeinschaftsforschung mit den in den Mitgliedstaaten durchgeführten Aktionen fördert. Die Rolle, die die Forschung mit Kostenteilung spielen kann, wurde anläßlich des ersten Programms über die „Sicherheit thermischer Leichtwasserreaktoren (1979 bis 1983)" nachgewiesen, bei dem eine enge und fruchtbare Zusammenarbeit zwischen Laboratorien hergestellt wurde, die auf ähnlichen Gebieten arbeiten und von denen es einigen offensichtlich an ausreichenden Kontakten auf internationaler und Gemeinschaftsebene fehlte; sie wurde flankiert durch eine bedeutende Leistung auf dem Gebiet der Verbreitung der Kenntnisse. Diese Zusammenarbeit hat eine stimulierende Wirkung gehabt, und die integrationsfördernde Rolle der Gemeinschaft wurde bestätigt. Die 1981 und 1982 erfolgte Reorganisation der internen Strukturen der mit der Forschung befaßten Kommissionsdienststellen ermöglicht es, eine bessere Integration der Kostenteilungsaktion und der direkten Aktion auf der Ebene der Programmierung und der Verwaltung zu gewährleisten. Die gleichzeitige Vorlage des Programms der direkten Aktion der GFS für 1984 bis 1987 und dieses Aktionsprogramms mit Kostenteilung im Zusammenhang mit dem Rahmenprogramm wird die Vorteile eines Ausgleichs zwischen diesen beiden Aktionsarten und ihren ergänzenden Charakter aufzeigen. Die Aufteilung der Gemeinschaftsaktivitäten auf die direkte Aktion, die in der GFS durchgeführt wird, und die Kostenteilungsaktion, die in den Mitgliedstaaten durchgeführt wird, ist mit der in den meisten Ländern der Gemeinschaft bestehenden Situation zu vergleichen, wo die in den Forschungszentren, Regierungsstellen oder Regierungsinstituten durchgeführte Forschung ergänzt wird durch Arbeiten, die im Rahmen von Verträgen an den Hochschulen, in den Laboratorien oder in der Privatindustrie durchgeführt werden. Diese Situation schlägt sich auf einzelstaatlicher Ebene in einer Dezentralisierung nieder, die mit der vergleichbar ist, die auf Gemeinschaftsebene angestrebt wird.

Auf technischer Ebene werden die Forschungsthemen vorgeschlagen, die auf dem Gebiet der Reaktorsicherheit vertieft werden müssen; sie sind Gegenstand von Forschungsarbeiten in mehreren und mitunter den meisten Gemeinschaftsländern. Angesichts der Schwierigkeit der behandelten Probleme und ihrer Bedeutung handelt es sich um Themen, bei denen eine größere gemeinschaftliche und internationale Zusammenarbeit erforderlich ist. Es sind, wie aus den nachstehenden Ausführungen zu entnehmen ist, zahlreiche Themen, die sehr unterschiedliche wissenschaftliche Fachrichtungen betreffen. Man kann daher schon jetzt vorhersehen, daß die meisten Länder der Gemeinschaft in die Aufschlüsselung der Arbeiten einbezogen werden, was die gegenseitige Durchdringung zwischen den einzelstaatlichen Programmen und zwischen diesen und den Gemeinschaftsaktionen beschleunigen wird.

Wie man ferner feststellen wird, führt die immer eingehendere Beschreibung der physikalischen Phänomene, die Gegenstand der Forschungsarbeiten über die Sicherheit sind, zur Entwicklung von ausgeklügelten Modellen und Rechencodes, deren Gültigkeit durch Vergleich ihrer Ergebnisse mit denen der Versuche kontrolliert werden muß. Die Forschung mit Kostenteilung eignet sich besonders gut für Forschungsarbeiten vom Typ „Benchmark" und für Vergleiche von Modellen und Codes, da die am Programm teilnehmenden Stellen sowohl über Modelle und Codes, die in ihrem eigenen Land entwikkelt und verwendet werden, als auch über die für ihre Verwendung erforderliche praktische Erfahrung verfügen.

Auf finanzieller Ebene schließlich muß man einräumen, daß die Folgen der Krise die Mitgliedstaaten veranlassen, ihre Forschungsaktivitäten so rigoros und wirtschaftlich wie möglich zu verwalten. Die Gemeinschaftsaktionen mit Kostenteilung ermöglichen es, in den Laboratorien der Mitgliedstaaten vorhandene Anlagen und Fachkenntnisse zu nutzen. Infolgedessen stellen die Mittel, die von der Kommission im Rahmen von Kostenteilungsaktionen bereitgestellt werden, eine indirekte Unterstützung der einzelstaatlichen Aktivitäten dar und läßt sie gleichzeitig in den Genuß des Wertzuwachses kommen, der sich aus der hieraus resultierenden Zusammenarbeit auf Gemeinschaftsebene ergibt.

Im übrigen kann die Kostenteilungsaktion generell gesehen eine privilegierte Rolle auf mehreren Gebieten spielen:

— dem der Verbreitung der Kenntnisse, die direkt auf technischer Ebene, d. h. auf der Ebene der Laboratorien und Institute erfolgen wird, die sich an dem Programm beteiligen;

— dem des Transfers der technischen Kenntnisse der Länder, die Programme für den Bau von kerntechnischen Anlagen aufstellen und über eine Organisation und eine bedeutende Infrastruktur auf dem Gebiet der Forschung verfügen, an die Länder, die eine Nutzung der Kernenergie wünschen oder sie in Zukunft in Betracht ziehen könnten. Man kann davon ausgehen, daß die von der Kommission geleistete finanzielle Unterstützung nicht unbedingt dazu bestimmt sein wird, Aktionen zu fördern, die

speziell im Rahmen der Kostenteilungsaktion programmiert werden. Sie könnte aber die Bereitstellung von Arbeiten, die in einigen Mitgliedstaaten bereits auf einzelstaatlicher Ebene programmiert werden, auf Gemeinschaftsebene ermöglichen. Die Kostenteilungsaktion ist folglich für diese Art von Transfer gut geeignet;

— dem der Verbesserung der Wirksamkeit der Forschungsarbeiten in bestimmten Sektoren, bei denen es die Kostenteilungsaktion durch Zusammenfassung der zersplitterten Kompetenzen ermöglichen wird, die kritische Größe zu erreichen, von der aus spürbare Ergebnisse erreicht werden können;

— dem der Beteiligung der Gemeinschaft an internationalen Forschungsvorhaben oder an Programmen, die in Drittländern durchgeführt werden. Auf diesem Gebiet unterhält die Kommission auf politischer und technischer Ebene Beziehungen zu den Initiatoren dieser Programme. Dank der Kostenteilungsaktion wird sie in der Lage sein, die Interessen der Mitgliedstaaten an diesen Vorhaben zu bewerten und zu vertreten;

— dem der Valorisierung der Arbeiten und der Rolle der GFS, die dank der Zusammenarbeit erreicht werden kann, die zwischen den Laboratorien, die an der Kostenteilungsaktion teilnehmen, und den Laboratorien der GFS zustande kommen wird. In einigen Bereichen wird die GFS die Zentralisierung, technische Koordinierung und Nutzung der in den Laboratorien der Mitgliedstaaten durchgeführten Forschungen und Arbeiten gewährleisten.

Abschließend soll das Gewicht auf die entscheidenden Elemente gelegt werden, die für die Kostenteilungsaktion und insbesondere ihr Volumen und ihren Umfang auf technischer Ebene und damit ihres Haushaltsrahmens plädieren: Im Laufe des vergangenen Jahrzehnts haben die Mitgliedstaaten in Anbetracht der wachsenden Bedeutung der Sicherheitsprobleme große Forschungsprogramme durchgeführt und kostspielige Investitionen getätigt. Die hier vorgeschlagene Kostenteilungsaktion wird es ermöglichen, die Teams und Anlagen der Mitgliedstaaten besser zu nutzen, indem sie für Gemeinschaftsaktionen eingesetzt werden. Sie wird damit wirkungsvoll auf die beiden folgenden wissenschaftlichen und wirtschaftlichen Forderungen eingehen:

— die Öffnung nach außen und die Internationalisierung der Sicherheitsforschung,

— die Notwendigkeit, Doppelarbeiten auf der Ebene der Investitionen und Infrastrukturen zu vermeiden, die für die Durchführung der Forschungsprogramme über die Sicherheit erforderlich sind.

II. Technische Gebiete, die für die Kostenteilungsaktion ausgewählt wurden (1984 bis 1987)

Die beigefügte Anlage — Sicherheit von Leichtwasserreaktoren, Sicherheit von natriumgekühlten schnellen Reaktoren — führt für jeden der beiden Bereiche, die Gegenstand der vorgeschlagenen Kostenteilungsaktion sind, Einzelheiten der vorgesehenen Forschungsaktivitäten, der mit diesen Forschungsarbeiten angestrebten Ziele, der Gründe, die die Kommission veranlaßt haben, diese vorzuschlagen sowie der Bewertung der in Betracht gezogenen finanziellen Unterstützung auf.

Zusammenfassend sieht die Liste der technischen Themen, die Gegenstand spezifischer Forschungsvorschläge sein werden, wie folgt aus:

Für den Bereich von Leichtwasserreaktoren:

— menschliche Faktoren und Wechselbeziehungen Mensch—Maschine,

— Schutz von kerntechnischen Anlagen gegen Gaswolkenexplosionen,

— mechanische und Werkstoffprobleme, die in Stahlkomponenten von Leichtwasserreaktoren auftreten,

— Thermohydraulik und schwere Brennstoffschäden bei Kühlmittelverlustunfällen im Primärkreis,

— Probleme der Verteilung, Verbrennung und Überwachung des bei einem Störfall erzeugten Wasserstoffs,

— Spaltprodukt-Quellterm bei schweren Störfallsituationen,

— Ausbreitung von Spaltprodukten in der Luft nach einem Störfall,

— Methodologien für die probabilistische Risikoabschätzung.

Für den Bereich natriumgekühlter schneller Reaktoren:

— Instrumentierung, Regel- und Schutzsysteme,

— Analyse der Transienten,

— Integrität der Komponenten und Strukturen,

— Sicherheitsaspekte der Natriumtechnologie,

— transientes Brennstoffverhalten und Phänomene nach einem Brennstoffversagen,

— Transport von Spaltprodukten bei schweren Störfällen,

— Bewegung und Wechselwirkung geschmolzener Materialien bei schweren Störfällen.

Bei einigen der vorstehend erwähnten technischen Themen, besonders auf dem Gebiet der Leichtwasserreaktoren, läßt das Programm die Möglichkeit offen, unter bestimmten Bedingungen die Beteiligung der Kommission an internationalen Forschungsvorhaben oder den Erwerb von Ergebnissen und Informationen über diese Vorhaben oder über Forschungsprogramme auszuhandeln, die in Drittländern — vor allem in den USA — durchgeführt werden.

III. Mittel und Personal

Die erforderlichen Mittel zur Finanzierung der vorgeschlagenen Forschungsvorhaben durch die Gemeinschaft wurden für jedes der vorgesehenen Themen (acht Themen für Leichtwasserreaktoren, sieben Themen für schnelle Reaktoren) veranschlagt unter Berücksichtigung der Entwicklung der Haushalte und der Kosten der Forschungsarbeiten, die auf den in Betracht gezogenen Gebieten in den Mitgliedstaaten und in der GFS durchgeführt werden, der bei der Durchführung des ersten Kostenteilungsprogramms „Sicherheit thermischer Leichtwasserreaktoren" gesammelten Erfahrungen und der Angaben, die von den Fachlaboratorien und spezialisierten Forschungsinstituten für schnelle Reaktoren gemacht wurden. Diese Beträge werden für Forschungsarbeiten verwendet, die im Vertragswege durchgeführt werden sollen. In bestimmten Sonderfällen, z. B. für die Beteiligung an internationalen Vorhaben oder an Forschungsvorhaben von Drittländern, kann die Kommission die erforderlichen Arbeiten und Untersuchungen zu 100 v. H. finanzieren. In der Regel übernimmt die Kommission jedoch nur 50 v. H. der Kosten der Arbeiten. Um die Bedeutung dieser Beträge zu beurteilen, empfiehlt es sich, sie in Beziehung zu der Zahl der Mitarbeiter/Forschungsvorhaben zu setzen, die sie repräsentieren; dies gibt im Vergleich zu der Lage in den Mitgliedstaaten und der GFS für jedes in Betracht gezogene Thema eine genaue Vorstellung der relativen Bedeutung der hier vorgeschlagenen Gemeinschaftsaktion.

Im übrigen ist klar, daß die Schätzungen — je nach den Organisationen, an die die Verträge vergeben werden und in Abhängigkeit von dem Land, zu dem sie gehören, von der Weise, in der die Gemeinkosten auf die Lohnkosten umgelegt werden, von der Bedeutung der technischen Kosten und vom Anteil der Finanzierung, der von der Kommission getragen wird — je nach den Themen mehr oder weniger weit von der Wirklichkeit entfernt sind; dies bedeutet, daß die Aufteilung der Mittel auf die verschiedenen Themen im Rahmen der für das Programm bewilligten globalen Haushaltsmittel nicht starr und unveränderlich festgelegt wird. Eine gewisse Flexibilität muß insbesondere durch Ausschreibungen in mehreren Phasen sichergestellt werden. Dies kann zu einer Angleichung der Aufteilung der Mittel auf die technischen Themen führen, zu der der BPA konsultiert werden wird.

Es muß ferner festgehalten werden, daß die Beträge, die für die Forschungsarbeiten über Gaswolkenexplosionen (1.2) und die Ausbreitung von Spaltprodukten (1.7) im Zusammenhang mit Leichtwasserreaktoren erforderlich sind, infolge der hohen Kosten der Feldversuche oder der Versuche in Windkanälen, die für diese beiden Gebiete vorgesehen sind, die relative Bedeutung dieser Forschungsthemen im Vergleich zu den anderen Themen nicht genau widerspiegeln. Auf dem Gebiet der schnellen Reaktoren machen bestimmte Forschungsarbeiten über das Brennstoffverhalten (reaktorinterne Versuche) in einer ersten Phase Vorbereitungsarbeiten erforderlich. In diesem Stadium wurden nur die Kosten der ersten Phase in Betracht gezogen, die Realisierung der zweiten Phase könnte Ende 1985 eine Überprüfung des Programms über diesen spezifischen Punkt erfordern.

Der Gesamtbetrag der Mittel, die für die Verträge über die 15 ausgewählten Forschungsthemen erforderlich sind, beläuft sich auf 74,6 Mio. ECU, die gemäß der nachstehenden Tabelle auf die einzelnen Themen aufgeteilt werden.

Forschungsthemen	Bewilligte Beträge
Leichtwasserreaktoren	
– Menschliche Faktoren und Wechselbeziehungen Mensch/Maschine	3600000
– Schutz gegen Gaswolkenexplosionen	4200000
– Mechanische und Werkstoffprobleme	4800000
– Thermohydraulik und schwere Brennstoffschäden	14200000
– Wasserstoff	3600000
– Quellterm	6000000
– Ausbreitung von Spaltprodukten in der Luft	6500000
– Probabilistische Risikoabschätzung (PRA)	1800000
Leichtwasserreaktoren insgesamt	44700000
Schnelle Reaktoren	
– Instrumentierung, Regel- und Schutzsysteme	3000000
– Analyse der Transienten	1700000
– Integrität der Komponenten und Strukturen	7700000
– Sicherheitsaspekte der Natriumtechnologie	3800000
– Transientes Brennstoffverhalten und Phänomene nach einem Brennstoffversagen (reaktorinterne Versuche)	4800000
– Transport von Spaltprodukten bei schweren Störfällen	2900000
– Bewegung und Wechselwirkung geschmolzener Materialien bei schweren Störfällen	6000000
Schnelle Reaktoren insgesamt	29900000
Insgesamt	74600000

Das vorgeschlagene Programm muß durch 17 Bedienstete abgewickelt werden, die sich wie folgt verteilen:

8 Bedienstete der Laufbahngruppe A,

4 Bedienstete der Laufbahngruppe B,

5 Bedienstete der Laufbahngruppe C,

zwei Bedienstete (1B, 1C) werden für die verwaltungsmäßige Abwicklung der Verträge eingesetzt.

Diese personelle Ausstattung kann bescheiden erscheinen, wenn man die große Zahl der abgedeckten Themen und der unterschiedlichen wissenschaftlichen Fachrichtungen betrachtet, zu denen sie gehören. Infolge der engen Beziehungen, die zwischen einigen Forschungsthemen und den im Rahmen der direkten Aktion durchgeführten Aktivitäten bestehen, kann diese Kostenteilungsaktion jedoch auf technischer Ebene Nutzen aus einer wirksamen Unterstützung von seiten des Personals der Gemeinsamen Forschungsstelle ziehen.

IV. Kosten des vorgeschlagenen Vierjahres-Forschungsprogramms mit Kostenteilung über die Sicherheit von Leichtwasserreaktoren und natriumgekühlten schnellen Reaktoren (1984 bis 1987)

Forschungs- und Entwicklungsaktionen	
Beteiligung der Kommission	74,6 Mio. ECU
Personal 8A + 4B + 5C	4,1 Mio. ECU
Verwaltungs- und Sitzungskosten	2,6 Mio. ECU
insgesamt	81,3 Mio. ECU

V. Einbeziehung des Forschungsprogramms mit Kostenteilung „Reaktorsicherheit" in den „Vorschlag für eine europäische Strategie auf dem Gebiet der Wissenschaft und Technik — Rahmenprogramm 1984 bis 1987"

Das Kostenteilungsprogramm „Reaktorsicherheit" ist einer der Bereiche des Aktionsprogramms, der von der Kommission gemäß dem Ziel „Entwicklung der Kernspaltungsenergie" vorgeschlagen wird.

Dieses Ziel ist zusammen mit der kontrollierten themonuklearen Fusion, der Entwicklung regenerativer Energieträger und der rationellen Energienutzung eines der vier wissenschaftlichen und technologischen Ziele, die ausgewählt wurden, um die Verbesserung der Bewirtschaftung der Energieressourcen und die Verminderung der energiewirtschaftlichen Abhängigkeit zu ermöglichen, die eine der vorrangigen Optionen der von der Kommission im Rahmenprogramm 1984 bis 1987 vorgeschlagenen wissenschaftlichen und technischen Strategie darstellt.

Die technischen Themen, die in dem Vorschlag für ein Aktionsprogramm mit Kostenteilung „Reaktorsicherheit" vorgeschlagen werden, stehen in unmittelbarem Zusammenhang mit den Finalitäten auf dem Gebiet der Sicherheit, wie sie im Vorschlag für ein Rahmenprogramm eingehend geschildert und in der vorstehenden Begründung unter Punkt I wiederholt werden. Sie zielen folglich im wesentlichen darauf ab, das Ziel der Entwicklung der Kernspaltungsenergie und damit der Option „Verbesserung der Bewirtschaftung der Energieressourcen und der Verminderung der energiewirtschaftlichen Abhängigkeit" zu erreichen, leisten aber auch einen Beitrag zur Erreichung anderer wissenschaftlicher und technologischer Ziele, die zu anderen Gemeinschaftsoptionen gehören, die als vorrangig angesehen werden.

Die anderen betroffenen Optionen sind die „Förderung der industriellen Wettbewerbsfähigkeit", insbesondere ihrer Ziele Beseitigung und Abbau der Hemmnisse, Verbesserung und Entwicklung neuer Techniken und neuer Erzeugnisse für herkömmliche Industrien und vor allem die Option „Verbesserung der Lebens- und Arbeitsbedingungen" und ihrer beiden Ziele Verbesserung der Sicherheit und Gesundheitsschutz sowie Umweltschutz. Was dies anbelangt, sind die offensichtlichen Zusammenhänge festzuhalten, die zwischen diesem Programm und dem Programm Strahlenschutz bestehen, das im Rahmen des Aktionsprogramms Gesundheit und Sicherheit vorgeschlagen wird. Die Analyse der Sicherheit, der Störfallfolgen und der Risiken umfaßt eine Vielzahl von Fachrichtungen, die zum einen technologische Aspekte und zum anderen Strahlenschutzaspekte abdecken. Während der derzeitige Programmvorschlag auf die technologischen Fachrichtungen ausgerichtet ist und sich das Programm Strahlenschutz mit seinen eigenen eindeutig festgelegten Aspekten befaßt, sind Berührungspunkte unvermeidlich, ja sogar notwendig und günstig. Die Kommission wird darum bemüht sein, eine gute Verbindung auf diesem Gebiet sicherzustellen, um Doppelarbeiten zu vermeiden.

Für jedes der für diesen Programmvorschlag ausgewählten technischen Themen wurde der prozentuale Anteil an diesen vier Zielen bewertet. Wenn man die prozentualen Anteile mit dem für jedes Thema vorgeschlagenen Haushalt vergleicht, kann man eine globale Bewertung des Beitrags des gesamten Kostenteilungsprogramms Sicherheit von Reaktoren zu diesen vier Zielen und zu den vorrangigen Optionen ermitteln, zu denen sie gehören; diese Bewertung ist aus der untenstehenden Tabelle zu ersehen.

Beitrag der verschiedenen Themen des Aktionsprogramms mit Kostenteilung Reaktorsicherheit zu den wissenschaftlichen und technologischen Optionen und Zielen des Rahmenprogramms

Gemeinschaftsoptionen	Wissenschaftliche und technologische Zielsetzungen	Beitrag zu den Zielen in v. H.	Beitrag zu den Optionen in v. H.
Förderung der industriellen Wettbewerbsfähigkeit	Beseitigung und Abbau der Hemmnisse	0,5	
	Verbesserung und Entwicklung neuer Techniken oder neuer Erzeugnisse für herkömmliche Industrien	1,5	2
Verbesserung der Lebens- und Arbeitsbedingungen	Verbesserung der Sicherheit und Gesundheitsschutz	13	
	Umweltschutz	13	26
Verbesserung der Bewirtschaftung der Energieressourcen und Verminderung der energiewirtschaftlichen Abhängigkeit	Entwicklung der Kernspaltungsenergie	72	72
Insgesamt		100	100

Vorschlag für einen Beschluß des Rates zur Annahme eines Forschungsprogramms über die Reaktorsicherheit

DER RAT DER EUROPÄISCHEN GEMEINSCHAFTEN —

gestützt auf den Vertrag zur Gründung der Europäischen Atomgemeinschaft, insbesondere auf Artikel 7,

auf Vorschlag der Kommission [1]) vorgelegt nach Anhörung des Ausschusses für Wissenschaft und Technik,

nach Stellungnahme des Europäischen Parlaments [2]),

nach Stellungnahme des Wirtschafts- und Sozialausschusses [3]),

in Erwägung nachstehender Gründe:

Der Rat hat am 22. Juli 1975 eine Entschließung [4]) über die technologischen Probleme der Sicherheit bei der Kernenergie angenommen.

Der Rat hat am 18. Februar 1980 eine Entschließung [5]) betreffend schnelle Brüter angenommen.

Der Rat hat mit Beschluß .../... [6]) die Verwaltungs- und Koordinierungsstrukturen und -verfahren der Forschungs-, Entwicklungs- und Demonstrationstätigkeiten der Gemeinschaft genehmigt.

Der Rat hat mit Beschluß .../... [7]) ein Rahmenprogramm für eine europäische Strategie auf dem Gebiet der Wissenschaft und Technik angenommen.

Die Kommission hat dem Rat ein Aktionsprogramm zur Entwicklung der Kernspaltungsenergie übermittelt.

Die Durchführung von Forschungsprogrammen im Bereich der nuklearen Sicherheit ist eines der wichtigsten Mittel, über das die Kommission verfügt, um einen Beitrag zur gefahrlosen Erzeugung von Kernenergie und zum Schutz der Arbeitnehmer, der Bevölkerung und der Umwelt zu leisten; sie erstreckt sich auf die spezifischen Optionen und Ziele, die durch das Rahmenprogramm und das Aktionsprogramm zur Entwicklung der Kernspaltungsenergie angestrebt werden.

Der Rat hat mit Beschluß .../... [8]) ein Forschungsprogramm der direkten Aktion über die Reaktorsicherheit angenommen.

Es erscheint zweckmäßig, das Programm der direkten Aktion über die Reaktorsicherheit durch ein Aktionsprogramm mit Kostenteilung zu ergänzen, das sich auf die Sachkenntnisse und Anlagen der Mitgliedstaaten abstützt —

BESCHLIESST:

Artikel 1

Das im Anhang beschriebene Forschungsprogramm über die Reaktorsicherheit wird für einen am 1. Januar 1984 beginnenden Zeitraum von vier Jahren angenommen.

Artikel 2

Der für die Durchführung dieses Programms erforderliche Betrag wird auf 81 300 000 ECU und das erforderliche Personal auf 17 Bedienstete veranschlagt.

Artikel 3

Das im Anhang festgelegte Programm kann am Ende des dritten Jahres gemäß geeigneter Verfahren überprüft werden.

Artikel 4

Bei der Durchführung des Programms wird die Kommission vom Beratenden Verwaltungs- und Koordinierungsausschuß „Kernspaltung" unterstützt, dessen Aufgabe und Zusammensetzung mit Beschluß .../... [über die Verwaltungs- und Koordinierungsstrukturen und -verfahren der Forschungs-, Entwicklungs- und Demonstrationstätigkeiten der Gemeinschaft] festgelegt wurden.

---

[1]) ...
[2]) ...
[3]) ...
[4]) ...
[5]) ...
[6]) ...
[7]) ...
[8]) ...

ANLAGE

Forschungsprogramm mit Kostenteilung über die Reaktorsicherheit

Das Programm umfaßt theoretische und experimentelle Forschungsarbeiten, die in Zusammenarbeit durchzuführen sind, über die Verhütung von Störfällen, die detaillierte Beschreibung von Störfällen und ihren Folgen sowie die Methodologien, die für die probabilistische Risikoabschätzung verwendet werden.

Das Programm umfaßt zwei Bereiche:

a) einen Bereich, der sich mit der Sicherheit von Leichtwasserreaktoren befaßt und in dem die nachstehenden spezifischen Punkte untersucht werden sollen:
   - menschliche Faktoren und Wechselbeziehungen Mensch-Maschine,
   - Schutz von kerntechnischen Anlagen gegen Gaswolkenexplosionen,
   - mechanische und Werkstoffprobleme, die in Stahlkomponenten von Leichtwasserreaktoren auftreten,
   - Thermohydraulik und schwere Brennstoffschäden bei Kühlmittelverlustunfällen im Primärkreis,
   - Probleme der Verteilung, der Verbrennung und der Kontrolle des bei einem Störfall erzeugten Wasserstoffs,
   - Spaltprodukt-Quellterm bei schweren Störfallsituationen,
   - Ausbreitung von Spaltprodukten in der Luft nach einem Störfall,
   - Methodologien für die probabilistische Risikoabschätzung,

b) einen Bereich, der sich mit der Sicherheit von natriumgekühlten schnellen Reaktoren befaßt und in dem die nachstehenden spezifischen Punkte untersucht werden sollen:
   - Instrumentierung, Regel- und Schutzsysteme,
   - Analyse der Transienten,
   - Integrität der Komponenten und Strukturen,
   - Sicherheitsaspekte der Natriumtechnologie,
   - transientes Brennstoffverhalten und Phänomene nach einem Brennstoffversagen (reaktorinterne Versuche),
   - Transport von Spaltprodukten bei schweren Störfällen,
   - Bewegung und Wechselwirkung geschmolzener Materialien bei schweren Störfällen.

Das Programm wird im Vertragswege durchgeführt.

Finanzbogen

1. Haushaltslinie

— Nummer: 7346
— Bezeichnung: Reaktorsicherheit

2. Rechtsgrundlage

— Artikel 7 EAG-Vertrag

3. Beschreibung des Vorhabens

3.1

Es handelt sich um ein Forschungsprogramm mit Kostenteilung und einer Laufzeit von vier Jahren (1984 bis 1987) über die Sicherheit von Leichtwasserreaktoren und flüssigmetallgekühlten schnellen Reaktoren. Dieses Programm ist zwar sehr viel umfassender und deckt sehr viel mehr technische Themen ab, stellt aber eine logische Fortsetzung des vom Rat am 27. März 1979 beschlossenen Programms über die Sicherheit thermischer Leichtwasserreaktoren dar.

3.2 Zielsetzung

Die Konsolidierung und Vertiefung der Kenntnisse auf dem Gebiet der nuklearen Sicherheit wird als ein vorrangiges Ziel angesehen, wenn man die Entwicklung der Kernenergie fördern will. Das vorgeschlagene Programm entspricht dieser Notwendigkeit und damit auch den von der Kommission im Rahmenprogramm für eine europäische Strategie auf dem Gebiet der Wissenschaft und Technik festgelegten Zielsetzungen. Die vorgeschlagenen Vorhaben werden zum einen die Verhütung von Störfällen und zum anderen die systematische und detaillierte Untersuchung des Ablaufs von schweren Störfällen und ihren Folgen untersuchen; sie werden es ferner ermöglichen, die Methodologien der probabilistischen Risikoabschätzung zu verbessern.

3.3 Betroffener Personenkreis

Neben der Öffentlichkeit im allgemeinen und den Arbeitnehmern der kerntechnischen Anlagen betrifft diese Aktion besonders

— die öffentlichen und privaten Stellen und Laboratorien, die für das Gebiet der Forschung zuständig sind,

— die verantwortlichen Stellen für das Gebiet der nuklearen Sicherheit,

— die verantwortlichen Stellen für die Genehmigung und Zulassung kerntechnischer Anlagen.

4. Begründung des Vorhabens

Die vorgeschlagene Aktion entspricht den Zielsetzungen gemäß Abschnitt 3.2. Die Ergebnisse der Forschungsarbeiten über die Sicherheit werden von den Herstellern und Betreibern von Kraftwerken benötigt, um den Grad des Schutzes nicht nur der Arbeitnehmer, der Bevölkerung und der Umwelt, sondern auch der Anlagen durch Annahme geeigneter Vorbeugungs- und Schutzmaßnahmen zu ermöglichen. Sie streben eine Verbesserung der Kenntnisse und der bedeutendsten Phänomene an und ermöglichen damit eine Bewertung und Quantifizierung der Sicherheitsmargen im Zusammenhang mit der Auslegung und Nutzung der in Bau oder in Betrieb befindlichen Anlagen. Die Ergebnisse der Forschungsarbeiten auf dem Gebiet der Sicherheit sind für die mit Genehmigungs- und Überwachungsaufgaben betrauten Verantwortlichen unerläßlich, um ihnen die Möglichkeit zu geben, die Grenzen des Betriebs der Anlagen besser zu präzisieren und die bei Störfällen zu treffenden Maßnahmen festzulegen. Im derzeitigen politisch-sozialen Kontext spielen die Forschungsarbeiten über die Sicherheit eine wichtige Rolle bei der Diskussion über die Annehmbarkeit der Kernenergie durch die Öffentlichkeit, da sie eine realistische Bewertung der mit der Stromversorgung nuklearen Ursprungs verbundenen Risiken ermöglichen und deren Vergleich mit den inhärenten Risiken anderer industrieller Prozesse erleichtern. Schließlich stellen die Forschungsarbeiten über die Sicherheit eine notwendige Unterstützung für ein gemeinschaftliches Konzept auf dem Gebiet der Sicherheitskriterien und Sicherheitsnormen für Leichtwasserkraftwerke dar.

5. Finanzielle Auswirkung des Vorhabens auf die Interventionsmittel

5.1 Gesamtkosten während der voraussichtlichen Gesamtdauer

etwa 160 000 ECU.

5.2 Aufschlüsselung der Finanzierung

Gemeinschaftshaushalt: etwa 50 v. H., d. h. 81 300 000 ECU.

Einzelstaatliche Haushalte oder Vertragspartner: etwa 50 v. H.

5.3 Fälligkeitsplan

5.3.1

Verpflichtungsermächtigungen
(Mio. ECU)

Jahr	1984	1985	1986	1987	Insgesamt Kategorie
Personal	0,65	1,075	1,145	1,205	4,075
Verwaltung	0,5	0,63	0,703	0,826	2,659
Verträge	6,35	38,285	26,2	3,731	74,566
Insgesamt/Jahr	7,5	39,99	28,048	5,762	81,300

Zahlungsermächtigungen
(Mio. ECU)

Jahr	1984	1985	1986	1987 1988	Insgesamt Kategorie
Personal	0,65	1,075	1,145	1,205 –	4,075
Verwaltung	0,5	0,63	0,703	0,826 –	2,659
Verträge	1,55	20,96	30,0	22,056 8	74,57
Insgesamt/Jahr	2,7	22,6656	31,848	24,091 8	81,300

5.3.2 Berechnungsweise

Die Ausgaben gemäß dem vorstehenden Fälligkeitsplan werden für jede Ausgabenkategorie gemäß der Mitte 1983 veranschlagten Kosten und unter Berücksichtigung einer mittleren Inflationsrate von jährlich 7 v. H. für die Laufzeit des Programms berechnet.

6. Finanzielle Auswirkungen auf die Personal- und Verwaltungsmittel

6.1 Ausschließlich zur Durchführung dieses Vorhabens erforderliches Personal:

Personal A: 8
Personal B: 4
Personal C: 5
Insgesamt: 17 Bedienstete

6.2 Für dieses Personal erforderliche Mittel:

siehe Fälligkeitsplan.

6.3 Erforderliche Verwaltungsmittel:

siehe Fälligkeitsplan.

6.4 Berechnungsweise für die Personal- und Verwaltungsmittel

Die jährlichen Ausgaben für das Personal belaufen sich für das erste Jahr je Laufbahngruppe (in 1 000 ECU) auf

A: 77,2 + 3,2 (die Zusatzzahl entspricht der Rücklage)
B: 48,3 + 2,2
C: 30,6 + 1,3

Für 1984 wurde davon ausgegangen, daß während des gesamten Jahres durchschnittlich nur elf von 17 Bediensteten anwesend sind, so daß sich eine Verringerung der Ausgaben für das 1. Jahr um einen Faktor 11/17 ergibt. Nach 1984 werden die jährlichen Ausgaben mit einer Inflationsrate von 7 v. H. pro Jahr veranschlagt.

Für die Verwaltungsmittel umfassen die Sachausgaben die Kosten für:

— Arbeits- und Bewertungssitzungen (Sachverständigengruppen, BPA usw.),

— Konferenzen, Symposien,

— Dienstreisen,

— Veröffentlichungen.

Anzumerken ist, daß bereits jetzt eine große Zahl von Sachverständigensitzungen in Betracht gezo-

gen wurde, um der großen Zahl von technischen Themen (15) Rechnung zu tragen, die durch das Programm abgedeckt werden. Die Ausgaben wurden aufgrund der Kosten Mitte 1983 unter Berücksichtigung einer mittleren jährlichen Inflationsrate von 7 v. H. während der Laufzeit des Programms errechnet.

7. Finanzierung der Interventionsausgaben

Die erforderlichen Mittel für die Finanzierung des Vorhabens müssen in die künftigen Haushaltspläne eingesetzt werden.

8.

— entfällt —

9. Vorgesehenes Kontrollsystem

— Wissenschaftliche Kontrolle durch den BPA Sicherheit,

— verwaltungsinterne Kontrolle durch die GD Finanzkontrolle und die Vertragsabteilung der GD XII.

Technischer Anhang

Inhaltsverzeichnis

1. Teil 1 — Sicherheit von Leichtwasserreaktoren

Seite

Gemeinschaftsforschung über die Sicherheit der Leichtwasserreaktoren . 15

Ausgewählte technische Bereiche — Ausarbeitung des Programms 16

1.1 Menschliche Faktoren und Wechselwirkung Mensch-Maschine — Ziele 17

1.1.1 Einholung und Analyse der Daten über das Verhalten des Menschen 18

1.1.2 Modellerstellung für das Verhalten des Menschen 18

1.1.3 Berücksichtigung der Eignung dieser Modelle zum Einsatz für probabilistische Risikoabschätzungen und bei der Auslegung 18

1.2 Schutz kerntechnischer Anlagen gegen Gaswolkenexplosionen — Ziele 19

1.2.1 Quellterm 20

1.2.2 Dispersion 20

1.2.3 Verbrennung und Bildung einer Druckwelle 20

1.2.4 Ausbreitung und Wechselwirkungen von Druckwellen 20

1.2.5 Reaktion von Strukturen 20

1.3 Festigkeits- und Werkstoffprobleme bei Stahlkomponenten in Leichtwasserreaktoren 20

1.3.1 Bewertung des Wirkungsgrades der zerstörungsfreien Prüfverfahren 21

1.3.2 Aufzeigung, Überwachung und Ermittlung der Form von Fehlern, die beim Betrieb der unter Druck stehenden Strukturen auftreten, sowie Bewertung der Lebensdauer dieser Strukturen 22

1.3.3 Bruchmechanik 22

1.3.4 Festigkeitsprobleme infolge von Stoßwellen bei Unfällen externen Ursprungs (insbesondere durch seismische Erdbewegungen) 23

1.4 Thermohydraulik und schwere Brennstoffschäden bei Primärkühlmittelverlust — Ziele 23

1.4.1 Kühlmittelverlustunfall — Thermohydraulik (Brennstofftemperatur unter 1 200 ° C) 24

1.4.2 Untersuchungen über beschädigte Reaktorkerne und schwere Brennstoffschäden — umkehrbare Situtionen 25

1.4.3 Untersuchungen über beschädigte Reaktorkerne und schwere Brennstoffschäden — nichtnukleare Situationen 25

1.4.4 Reaktorinterne Experimente — Brennstoffverhalten unter schweren Unfallbedingungen 26

1.5 Probleme der Verteilung, der Verbrennung und der Überwachung des bei einem Unfall entstehenden Wasserstoffs 26

1.5.1 Verteilung von Wasserstoff und der übrigen Gase 27

1.5.2 Verbrennungsprozesse 27

1.5.3 Technische Überwachung 27

1.6 Spaltprodukt-Quellterm unter schweren Unfallbedingungen 27

Seite

1.6.1 Freisetzung der Spaltprodukte aus Brennstoffen 28
1.6.2 Chemie der Spaltprodukte 28
1.6.3 Transport der Spaltprodukte im Primärkreislauf und bis zur Sicherheitseinschließung 28
1.6.4 Transport der Spaltprodukte und Verhalten der Aerosole in der Sicherheitseinschließung 28
1.7 Dispersion der Spaltprodukte in der Luft nach einem Unfall — Ziele 29
1.7.1 Merkmale der Ableitungen 30
1.7.2 Teilwirkungen 30
1.7.3 Modellerstellung der Dispersion und Validierungen 30
1.7.4 Experimentelle Validierung im vollen Maßstab 30
1.8 Für die probabilistische Risikobewertung angewandte Methodologien 31
1.9 Beteiligungen an internationalen Forschungsvorhaben oder an Programmen, die außerhalb der Gemeinschaft durchgeführt werden ... 32

2. Teil 2 — Sicherheit flüssigmetallgekühlter schneller Brüter (LMFBR)

Einleitung 34
Gemeinschaftsforschung über die Sicherheit schneller Brüter 35
Abgrenzung und Ausarbeitung des Kostenteilungsprogramms 36
2.1 Instrumentierung, Regel- und Schutzssysteme 37
2.1.1 Verbesserung von Meßfühlern 38
2.1.2 Computergestützte Signalverarbeitungstechniken und Anwendungen 39
2.1.3 Systementwurf 39
2.2 Analyse der Anlagentransienten (operationelle Sicherheit) 39
2.3 Integrität von Komponenten und Strukturen 40
2.3.1 Materialeigenschaften, Strukturanalyse und Validierung von Rechenprogrammen 41
2.3.2 Ausbreitung von Strukturschäden 42
2.4 Sicherheitsaspekte der Natriumtechnologie 42
2.4.1 Modellierung der Natriumströmung 43
2.4.2 Reaktion von Natrium mit Luft, Wasser und Beton 43
2.5 Reaktorinterne Versuche zur Untersuchung des transienten Brennstoffverhaltens und Phänomene nach einem Unfall 44
2.5.1 Transientes Brennstoffverhalten 44
2.5.2 Phänomene nach einem Brennstoffversagen 45
2.6 Transport von Spaltprodukten 45
2.7 Bewegung und Wechselwirkung geschmolzener Materialien 47

TEIL 1

1. Vorschlag für ein Forschungsprogramm mit Kostenteilung „Sicherheit von Leichtwasserreaktoren" (1984 bis 1987)

Einleitung

Die Leichtwasser-Kernkraftwerke haben bereits seit Anfang der 70er Jahre den Stand der industriellen und kommerziellen Reife erreicht. Gegenwärtig sind in der Welt über 200 Kraftwerke dieses Types in Betrieb und über 130 befinden sich im Bau. In den Ländern der Gemeinschaft sind etwa 40 Kraftwerke in Betrieb und etwa 30 im Bau mit einer installierten Nettoleistung von 40 000 bzw. von 37 000 MW elektrisch. Die Durchführung der Ausrüstungsprogramme ging von Anfang an mit umfangreichen Forschungsprogrammen über die Sicherheit einher. Wenn auch gesagt werden kann, daß die vorhandenen Kraftwerke unter zufriedenstellenden Sicherheitsbedingungen betrieben werden, muß doch eingeräumt werden, daß die diesbezüglichen Forschungsprogramme fortgeführt werden müssen, und zwar aus mehreren Gründen: Die Ergebnisse dieser Programme sind für die Hersteller und die Betreiber der Kraftwerke erforderlich, damit sie den Grad des Schutzes nicht nur der Arbeitnehmer, der Bevölkerung und der Umwelt, sondern auch der Einrichtungen durch geeignete Verhütungs- und Schutzmaßnahmen verbessern können. Diese Programme zielen auf eine Verbesserung der Kenntnisse und der signifikantesten Erscheinungen ab und ermöglichen somit eine Bewertung und Quantifizierung der Sicherheitsmargen im Zusammenhang mit der Auslegung und dem Betrieb der im Bau befindlichen oder im Dienst stehenden Anlagen. Die Ergebnisse der Sicherheitsforschung sind unerläßlich für die Genehmigungen und die Überwachung zuständiger Stellen, damit sie die Betriebsgrenzen der Anlagen besser definieren und die bei Störfällen zu ergreifenden Maßnahmen festlegen können. Im gegenwärtigen politisch-sozialen Kontext spielen die Forschungsarbeiten über die Sicherheit eine wichtige Rolle bei der Akzeptanz der Kernkraft durch die Öffentlichkeit, da sie eine realistischere Bewertung der Risiken im Zusammenhang mit der Erzeugung von Atomstrom und ihre Gegenüberstellung mit den Gefahren ermöglichen, die anderen industriellen Prozessen innewohnen. Schließlich sind die Forschungsarbeiten über die Sicherheit eine notwendige Unterstützung für ein gemeinschaftliches Vorgehen im Bereich der Sicherheitskriterien und -normen für die mit Leichtwasserreaktoren bestückten Kraftwerke.

Die in der Gemeinschaft und in den Industrieländern, die Leichtwasserbaureihen entwickeln, insbesondere in den Vereinigten Staaten, durchgeführten Forschungsarbeiten haben in den letzten Jahren eine tiefgreifende Entwicklung erfahren. Der Unfall von 1979 im amerikanischen Kraftwerk TMI-2 hat die Bedeutung der Rolle und des Verhaltens der Betreiber unter Störfallbedingungen und der Ereignisabläufe aufgezeigt, die zu schweren Schäden an den Brennelementen führen können.

Bei besserem Bekanntwerden der Probleme der üblichen Störfälle — wie sie bei der Auslegung der Reaktoren berücksichtigt werden — hat man sich auf die Untersuchung der anomalen Ereignisse, die ungeachtet ihres Umfangs den normalen Betrieb der Anlagen stören, sowie auf die Untersuchung der sehr viel schwerwiegenderen und unwahrscheinlichen Unfälle konzentriert. Diese Tendenzen schlagen sich im nachstehenden Programmvorschlag nieder.

Die Forschung in der Gemeinschaft über die Sicherheit der Leichtwasserreaktoren

Was die technologischen Probleme der nuklearen Sicherheit betrifft, so wurden die Forschungstätigkeiten auf gemeinschaftlicher Ebene im Rahmen des Mehrjahresprogrammes der Gemeinsamen Forschungsstelle durchgeführt, dessen wichtigster Teil seit 1973 die Reaktorsicherheit ist. Das laufende Programm (1980 bis 1983) verfügt über einen Haushalt von 172 Mio. ERE und über einen Personalbestand von 716 Personen, wovon über die Hälfte auf die Baureihe der Leichtwasserreaktoren entfällt. Das Programm umfaßt theoretische und experimentelle Tätigkeiten zur Analyse der Störfälle und ihrer Folgen und im Hinblick auf die Verbesserung der Methodik und des erforderlichen Instrumentariums zur Störfallverhütung. Beträchtliche Bemühungen werden für die Entwicklung und die Anwendung neuer und fortgeschrittener Methoden aufgewendet, um die Unsicherheiten der probabilistischen Risikobewertung zu verringern.

Die analytischen und experimentellen Tätigkeiten sind in erster Linie auf die Untersuchung der vorherrschenden physikalischen Erscheinungen bei den Kühlmittelverlustunfällen und ganz generell bei den Transientenerscheinungen ausgerichtet, die zu schweren Schäden am Reaktorkern führen. Ziel dieser Untersuchungen ist es, die Sicherheitscodes zu verbessern und zu validieren und nach Möglichkeit neue Informationen zu erarbeiten, um die wirksamsten Betriebs- und Notstandsverfahren zu erstellen.

In diesem Bereich werden gegenwärtig zwei umfassende Projekte durchgeführt: die reaktorexterne Anlage LOBI und die reaktorinterne Anlage SUPER-SARA:

Die wichtigsten Ziele von LOBI sind

— Durchführung von Experimenten mit Kühlmittelverlust durch Simulierung von Rohrbrüchen

unterschiedlicher Rißgröße an drei verschiedenen möglichen Punkten des defekten Kreislaufs von LOBI, um den Einfluß des thermohydraulischen Verhaltens der Einzelbauteile des Primärsystems bei einem Kühlmittelverlustunfall zu untersuchen (Druckabbauphase); dabei werden alle signifikanten thermohydraulischen Größen gemessen, insbesondere die Werte betreffend die Kühlung des Reaktorkerns;

— Anwendung der experimentellen Ergebnisse auf die Validierung zur Verbesserung der Rechencodes für den Druckabbau und der damit zusammenhängenden Theorien im Hinblick auf die Analyse der Sicherheit von Leichtwasserreaktoren.

Das Versuchsprogramm SUPER-SARA bestand in einer Reihe von reaktorinternen Experimenten (im Reaktor ESSOR); diese Experimente wurden 1980 auf internationaler Grundlage neu festgelegt. Während der Jahre 1980 bis 1982 wurden der Bau des Kreislaufs, die Vorbereitung der experimentellen Versuche und die Erörterung des technischen Inhalts der einzelnen Programmphasen mit den Sachverständigen und den nationalen Delegationen fortgeführt. Diese Tätigkeiten werden durch zwei weitere Projekte ergänzt:

— Das Projekt „Unversehrtheit des Primärsystems", das in erster Linie die Entwicklung von Verfahren und Rechenmethoden für die Aufzeigung von Fehlern in den Strukturen und für eine zuverlässige Vorhersage der Lebensdauer der Strukturen und Komponenten des Reaktors umfaßt. Unter diesen Teilen ist der Reaktorbehälter zweifellos das wichtigste Element, und die Auswahl der Parameter und Grenzbedingungen für die experimentellen Versuche und die Berechnungen trägt dieser Tatsache Rechnung. Die GFS spielt bei der Durchführung des internationalen Programms für die Inspektion dickwandiger Bleche und Stutzen (PISC), das unter Federführung von CSNI durchgeführt wird, die Rolle eines Koordinators. Außerdem arbeitet die GFS ein neues Versuchsprogramm über einen Reaktorbehälter im Maßstab 1 : 5 aus. Im Rahmen dieses Programms soll ein systematisches Angehen des Problems der Inspektion erarbeitet werden.

— Das Projekt Zuverlässigkeit und Risikobewertung mit den beiden Haupttätigkeiten — die untereinander eng verbunden sind — Analyse der Unfallfolgen und europäisches Zuverlässigkeits-Datensystem (ERDS). Die Analyse der Unfallfolgen zielt ab auf die Identifizierung und die Modellerstellung der Kategorien von Unfallserien vor und nach dem Auslegungsstörfall und unter besonderer Berücksichtigung des zeitlichen Ablaufs der Ereignisse und der Schnittstelle Mensch/System.

  Hauptziel von ERDS ist die Errichtung eines zentralisierten Systems von Datenbanken, das die erforderlichen Angaben über die Risikoabschätzung für Leichtwasserreaktoren liefert. Diese Datenbank oder zumindest einige Teile davon können den Betrieb aufnehmen. Die Daten werden von verschiedenen einzelstaatlichen Stellen geliefert; wichtigstes Ziel ist gegenwärtig die Durchführung einer systematischen Analyse dieser Daten.

  1979 wurde für den Zeitraum 1979 bis 1983 ein bescheidenes Forschungsprogramm im Kostenteilungswege beschlossen. Dieses Programm über die „Sicherheit thermischer Leichtwasserreaktoren" verfügte über einen Haushalt von 6,3 Mio. ERE. Im Rahmen dieses Programms konnten theoretisch 50 v. H., in der Praxis jedoch angesichts der Beschränkungen des Haushalts nur 37 v. H. der von den nationalen Stellen oder Laboratorien der Mitgliedstaaten zu den nachstehenden drei Themen durchgeführten Forschungsarbeiten finanziert werden:

  — Untersuchungen über separate Wirkungen im Zusammenhang mit einem Verlust an Primärkühlmittel, insbesondere während der Phase der Wiederbenetzung — Neuflutung des Reaktorkerns (Bereich A),

  — Untersuchungen über den Schutz der kerntechnischen Anlagen gegen Gaswolkenexplosionen (Bereich B),

  — Untersuchungen über die atmosphärische Ausbreitung der infolge eines Unfalls freigesetzten radioaktiven Stoffe (Bereich C).

Dieses Programm wird gegenwärtig durchgeführt und soll Ende 1983 abgeschlossen sein. Es ist bereits jetzt abzusehen, daß die Ergebnisse — die für die drei behandelten Themen veröffentlicht werden — bedeutende wissenschaftliche Erkenntnisse für die Gemeinschaft darstellen.

Die Kommission beabsichtigt, ihre zentrale Rolle im Bereich der nuklearen Sicherheit im Rahmen von zwei ihr zugänglichen Aktionstypen fortzuführen und zu verstärken: direkte Aktion in den Laboratorien der GFA und Kostenteilungsaktion in den Laboratorien der Mitgliedstaaten. In dieser Optik stellt das Aktionsprogramm, das sie für die Entwicklung der Energie durch Kernspaltung — darunter die nukleare Sicherheit — vorschlägt, das Hauptziel dar und trägt weitgehend den Ergebnissen der beiden Programme Rechnung, die gegenwärtig durchgeführt werden und auf die oben kurz hingewiesen wurde. Für die Kostenteilungsaktion im Bereich der Sicherheit der Leichtwasserreaktoren umfaßt das zweite Programm, das für die Dauer von vier Jahren vorgeschlagen worden ist, neben der Fortführung der im ersten Programm unternommenen Forschungsarbeiten eine eindeutig breitere Palette technischer Themen.

Ausgewählte technische Bereiche — Ausarbeitung des Programms

Wie dies früher bei der Erstellung des ersten Programms „Sicherheit der thermischen Leichtwasserreaktoren" der Fall war, hat die Kommission 1981 und 1982 die gemeinschaftliche Arbeitsgruppe Nr. 2 „Sicherheit der Leichtwasserreaktoren — For-

schungsarbeiten" konsultiert, um die beim neuen erweiterten Forschungsprogramm zu berücksichtigenden Themen auszuwählen. Im Hinblick auf eine Vertiefung bestimmter Bereiche hat die Kommission nach Stellungnahme der Arbeitsgruppe Nr. 2 Ad-hoc-Untergruppen einberufen, die Empfehlungen abgegeben haben, die für die nachstehenden Vorschläge die Grundlage bilden. Zur weiteren Behandlung der drei Forschungsthemen, die Gegenstand des ersten Programms waren, wurde vereinbart, daß die Empfehlungen von den drei zuständigen Untergruppen abgegeben werden sollten, die nach Billigung des ersten Programms im Auftrag des BPA-Sicherheit handeln. Diese drei Untergruppen haben daher die Empfehlungen abgegeben, die bei der Ausarbeitung des vorliegenden Vorschlags ebenfalls berücksichtigt worden sind. Im Zusammenhang mit einigen Themen, die in unmittelbarem Zusammenhang mit der gegenwärtigen direkten Aktion der GFS stehen, hat die Kommission Vorschläge vorgelegt, die der Arbeitsgruppe Nr. 2 zur Stellungnahme mitgeteilt worden sind, die wegen Zeitmangels jedoch nicht zu einem eingehenden Meinungsaustausch in dieser Arbeitsgruppe geführt haben. Die von den einzelnen genannten Fachgruppen erarbeiteten Ergebnisse und Empfehlungen stehen zur Verfügung.

Die vorgesehenen Forschungsarbeiten können in drei Kategorien eingestuft werden: Forschungen zur Unfallverhütung, d. h. Arbeiten, die zu geeigneten Maßnahmen zur Verringerung der Wahrscheinlichkeit ihres Eintretens führen; Arbeiten zur Erlangung eingehenderer Kenntnisse der Unfallerscheinungen im Hinblick auf die Begrenzung ihrer Folgen; Arbeiten über die Techniken und probabilistischen Bewertungsverfahren der Risiken. Diese Einstufung darf jedoch nicht zu streng ausgelegt werden, da zwischen diesen drei Kategorien natürlich Verbindungen bestehen. Hierbei ist zu bemerken, daß einige der ausgewählten Bereiche nicht spezifisch für Kernkraftwerke mit Leichtwasserreaktoren gelten, sondern daß sie sich auch auf andere Arten kerntechnischer Anlagen beziehen können: Dies gilt insbesondere für die menschlichen Faktoren und die Wechselwirkungen Mensch-Maschine, für den Schutz der Kraftwerke gegen explosive Gaswolken und — in geringerem Maße — für bestimmte Teile der zu anderen Themen vorgeschlagenen Forschungsarbeiten.

Diese Bereiche wurden dennoch in den Programmvorschlag über die Leichtwasserreaktoren einbezogen, da diese Reaktoren angesichts ihrer großen Anzahl die Hauptnutznießer der entsprechenden Forschungsergebnisse sind.

1.1 Menschliche Faktoren und Wechselwirkung Mensch — Maschine
(vgl. Punkt 1.A.2.2 des Aktionsprogramms)

Ziele

Die Rolle des Menschen und die Probleme der Schnittstelle zwischen Mensch und Maschine wurden seit langem im Rahmen der nichtnuklearen Tätigkeiten analysiert und berücksichtigt; man hatte damals bereits begriffen, daß es wirtschaftlich rentabel ist, sich mit diesen Problemen zu befassen und das Eingreifen des Menschen je nach den Merkmalen seines Verhaltens und seiner Möglichkeiten zu optimieren. In anderen Bereichen, z. B. beim Luftverkehr, wurde das Eingreifen des Menschen unter der Perspektive der Sicherheit untersucht.

Beim Betrieb der kerntechnischen Anlagen wurde zwar die Rolle des Betreibers nicht außer acht gelassen, es bestand jedoch die Tendenz zu glauben, daß entsprechend geprüfte und ausgelegte automatisierte Systeme letztendlich den gefährlichen Situationen stets begegnen könnten. Der Unfall von TMI-2 hat diese Tendenz in Frage gestellt; seither wurden zahlreiche Überlegungen und Untersuchungen in den Mitgliedstaaten, in den USA und auf internationaler Ebene durchgeführt (OECD-ENA, HALDEN usw.).

Auf der Ebene der Gemeinschaft hat die GFS 1979, 1980 und 1981 mehrere internationale Arbeitstagungen über das Verhalten der Betreiber in Unfallsituationen abgehalten; außerdem ist seit 1981 wiederholt eine Gruppe von Fachleuten unter der Federführung der Arbeitsgruppe Nr. 2 „Sicherheit der Leichtwasserreaktoren — Forschungsarbeiten" zusammengetreten. Aus den nachstehenden Vorschlägen gehen weitgehend die Ergebnisse dieser Gruppe von Fachleuten hervor, die auch die Resultate der von der GFS veranstalteten Arbeitstagungen berücksichtigt hat. Die zu erreichenden Ziele sind eindeutig definiert: Sie zielen auf eine Verbesserung der Qualifikation und der Ausbildung der Betreiber sowie auf eine Verbesserung der ihnen zur Verfügung stehenden Mittel ab, insbesondere auf der Ebene der Warten. Die Erstellung verbesserter Simulatoren und fortschrittlicher Warten wird durch den technischen Fortschritt in den Bereichen der Komponenten und der Datenverarbeitung erleichtert, die Untersuchung solcher Systeme hängt jedoch mehr von der Entwicklung als von der Forschung ab und befindet sich im allgemeinen in den Händen der Industrie, die in enger Zusammenarbeit mit den Betreibern tätig ist, die jedoch über eingehendere und umfangreichere theoretische Kenntnisse über die Reaktionen und die Zuverlässigkeit des Menschen in Ausnahmesituationen verfügen sollte.

Die Ziele der hier vorgeschlagenen Forschungsarbeiten liegen weitgehend vor der Schnittstelle Mensch-Maschine, wie wir sie zum Beispiel auf der Warte oder am Simulator finden. Aufgrund dieser Forschungsarbeiten sollte es möglich sein, die Grundkenntnisse über das Verhalten der Betreiber bei der Erlangung von Informationen unter Berücksichtigung der Faktoren, der Umstände und der Umweltgegebenheiten, von denen sie beeinflußt werden, zu verbessern. Die Aspekte betreffend die Organisation der Arbeit der Betreiberteams und betreffend die Kommunikationsmittel müssen systematischer untersucht werden. Diese theoretischen Kenntnisse können sodann zur Erstellung von Modellen angewandt werden, die für die probabilisti-

sche Risikoabschätzung und für die Verbesserung und die Rationalisierung der Verfahren eingesetzt werden können; sie werden es ferner ermöglichen, die Entwicklung auszurichten und neue ausgeklügelte Systeme der Diagnosehilfen zu validieren.

Für die Forschung in der Gemeinschaft handelt es sich hier um ein neues Gebiet; die entsprechenden Tätigkeiten in den Mitgliedstaaten sind beschränkt, und das nachstehend vorgeschlagene umfassende Programm faßt diese Tätigkeiten zusammen und zentralisiert sie. Die Durchführung von ERDS in der GFS wird die Einholung, die Verarbeitung und den Einsatz der Daten über die menschliche Zuverlässigkeit erleichtern, die für die vorgesehenen Forschungsarbeiten erforderlich sind. Die Entwicklung der für die probabilistische Risikoanalyse (PRA) verwendeten Methodologien in der GFS wird die Anwendung dieser Techniken auf die menschliche Zuverlässigkeit erleichtern. Die nachstehend vorgesehenen Tätigkeiten im Kostenteilungswege und die in der GFS durchgeführte direkte Aktion sind eng miteinander verflochten.

Tätigkeiten

Das Programm erstreckt sich auf drei Bereiche, die chronologisch nacheinander abgehandelt werden. Die Anfangsarbeiten werden folglich auf den ersten Bereich abzielen. Dies schließt jedoch nicht aus, daß gleichzeitig in den übrigen Bereichen eine Tätigkeit in bestimmten Umfang entfaltet werden kann:

— Einholung und Analyse der Daten über das Verhalten des Menschen,

— Modellerstellung für das Verhalten des Menschen,

— Berücksichtigung der Eignung solcher Modelle zum Einsatz für probabilistische Risikoabschätzungen und bei der Auslegung.

Die Forschungsthemen sind innerhalb dieser Bereiche zusammengefaßt. Weitere Einzelheiten und die Stellungnahmen der Sachverständigen sind in den Anhängen aufgeführt.

1.1.1 Einholung und Analyse der Daten über das Verhalten des Menschen

Zusätzliche Arbeiten sind insbesondere über den Prozeß der Erlangung der Kenntnisse in realen Situationen erforderlich. Der mangelnde Fortschritt in diesem Bereich ist das Ergebnis des Fehlens qualitativer und quantitativer Angaben, die aus tatsächlichen Situationen herrühren. Eine angemessene Datenbasis muß erstellt werden, zum Beispiel über die Mechanismen, die zu typischen Fehlern führen und die infolge der Einholung von Informationen über menschliche Fehler in der nuklearen und der nichtnuklearen Industrie abgeleitet werden könnten. Zahlreiche diesbezügliche Informationen gibt es in der chemischen Industrie, im Bergbau, in der Stahlindustrie (vgl. die Arbeiten der EGKS):

— gängige Techniken der Einholung quantitativer Daten über das Verhalten des Menschen; Berücksichtigung und Spezifizierung eines homogenen Systems und eines Protokolls zur Einholung dieser Informationen. Mögliche Entwicklung automatischer Ausrüstungen zur „on-line"-Einholung von Daten;

— in den Archiven der Kernkraftwerke vorhandene Informationen,

— Anwendbarkeit eines großen Teils der Informationen aus den nichtnuklearen Tätigkeiten,

— Techniken zur Ausdehnung der Anwendbarkeit objektiver Daten auf andere Situationen als diejenigen, bei denen sie eingeholt worden sind,

— Erstellung einer besonderen Versuchsreihe zur Einholung spezifischer Informationen,

— systematische Einordnung gängiger Daten und Klassifizierungsschemata,

— Methodologie für die Analsye der Ereignisse unter Berücksichtigung der Wechselwirkung des menschlichen Versagens und des Versagens von Ausrüstungen,

— Beziehungen zwischen den Faktoren der menschlichen Zuverlässigkeit und der kompletten Lebensdauer der Anlage,

— Auswirkungen der Umwelt, des Intellekts sowie der Emotionalität der Einzelperson,

— Probleme der Organisation und der Kommunikation innerhalb des gesamten Kreislaufs während der Lebensdauer der Kernkraftwerke.

1.1.2 Modellerstellung für das Verhalten des Menschen

Besondere Aufmerksamkeit wird den Aspekten „Zuverlässigkeit" der Verhaltensmodelle gewidmet.

— Untersuchung und kritische Bewertung der vorhandenen Modelle,

— Berücksichtigung und Anwendung von Techniken komplexer mathematischer Modellerstellung zur Entwicklung neuer Modelle,

— Vorhaben der Gegenüberstellung von Modellen: Durchführung von „Benchmark"-Vorhaben, von kontrollierten Erprobungen usw. an realen Anlagen und an Simulatoren.

1.1.3 Berücksichtigung der Eignung dieser Modelle zum Einsatz für probabilistische Risikoabschätzungen und bei der Auslegung

Für den Einsatz dieser Modelle sind zwei Hauptbereiche vorgesehen:

— ihre Einbeziehung und ihr Einfluß in die probabilistische Risikoanalyse; Untersuchungen probabilistischer Bewertungen der Risiken und ihrer Anwendung auf die Meisterung des Risikos und auf die Gewährleistung der Zuverlässigkeit;

— Nutzung der rücklaufenden Information für die Auslegung. Dieses Problem weist zahlreiche

Aspekte auf, so Auslegung der Warten und des Informationsflusses, Betriebsverfahren, Entwicklung und Validierung fortgeschrittener Anlagen zur Unterstützung des Betriebs der Systeme.

Es handelt sich hier um einen umfassenden Bereich, der vom vorliegenden Programm nicht in vollem Umfang erfaßt werden kann. Daher wird ein schrittweises Vorgehen angewandt.

Im Rahmen des Programms einzuhaltende Bedingungen

— Enge Verbindung mit den Tätigkeiten der GFS und den übrigen entsprechenden Forschungsarbeiten der GD V und der GD III;

— enge Zusammenarbeit mit den Laboratorien, die über entsprechende Erfahrung verfügen (einschließlich nichtnuklearer Bereich); eine Beteiligung am Programm HALDEN sowie an den amerikanischen Programmen EPRI und am Programm von NRC über die menschlichen Faktoren sowie an den skandinavischen Programmen wird besonders empfohlen (es ist auf den Programmvorschlag COST über die Systeme der Soziotechnologischen und über die Sicherheit in der Industrie hinzuweisen). Von ausschlaggebender Bedeutung ist es, Informationen über die Tätigkeiten der Labors zu erlangen, die in der Europäischen Gemeinschaft einschlägige Tätigkeiten durchführen;

— enge Arbeitsbeziehungen mit den Elektrizitätserzeugern; regelmäßige Kontakte zwischen Fachleuten für menschliche Verhaltensweisen und Betreibern sind wichtig und sollten durch positive Vorschläge gefördert werden;

— über die Bewertungsverfahren der menschlichen Faktoren in gefährlichen nichtnuklearen Industriezweigen sind zahlreiche Informationen vorhanden; die Durchführbarkeit der Übertragung dieser Techniken auf die nuklearen Tätigkeiten muß untersucht werden.

Beitrag der Gemeinschaft

Forschungsprogramm der Gemeinschaft, das auf der Grundlage von Forschungsverträgen durchzuführen ist:

erforderliche Mittel 3 600 000 ERE

1.2 Schutz kerntechnischer Anlagen gegen Gaswolkenexplosionen
(siehe Punkt 1.A.2.6 des Aktionsprogramms)

Ziele

Der Schutz von Kernkraftwerken und nuklearen Anlagen gegen unbeabsichtigte externe Explosionen — im vorliegenden Falle schwere Gaswolken (Kohlenwasserstoffe), die in der Umgebung von Kraftwerken z. B. bei einem Transportunfall freigesetzt werden — wird seit mehreren Jahren mit wachsender Aufmerksamkeit behandelt. Das gleiche gilt für verschiedene nichtnukleare Anlagentypen (Plattformen, Gasterminals, Lagerbereiche). Zur Gewährleistung dieses Schutzes können verordnende Maßnahmen über die Standortgebung gefährlicher Anlagen und den Transport entflammbarer Stoffe sowie Präventivmaßnahmen auf der Ebene der Planung von Kraftwerken und ihrer Nebenanlagen erforderlich sein.

Das Erscheinungsbild dieser nichtbegrenzten externen Explosionen ist sehr komplex und erst wenig erforscht. Daher erweisen sich theoretische und experimentelle Forschungen über die einzelnen Aspekte (Bildung und Wanderung der explosiven Wolke, Bildung und Ausbreitung einer Druckwelle nach der Explosion/Detonation, Wechselwirkungen dieser Welle usw.) als unerläßlich. Solche Untersuchungen sind in bescheidenem Umfange im Rahmen des Bereichs B des ersten Forschungsprogramms im Kostenteilungswege (1979/1983) unternommen worden; sie haben es ermöglicht, einen beträchtlichen Teil der in den Mitgliedstaaten durchgeführten Arbeiten zusammenzufassen und zuweilen auch zu stimulieren. Diese Aktion muß nunmehr fortgeführt und ergänzt werden, denn nicht nur die Knappheit der verfügbaren Mittel, sondern auch die relative Neuheit des Gebietes haben bewirkt, daß die Forschungsarbeiten auf einige vordringliche Aspekte konzentriert werden mußten: im Hinblick auf den Aspekt der Dispersion Vergleich deterministischer Modelle und Validierung durch ein Prototypexperiment augenblicklicher Freisetzungen (2 000 m^3) unter isothermischen Bedingungen in Thorney Island; Erstellung einfacher Codes zur Beschreibung der Bildung und Ausbreitung von Druckwellen — jedoch ohne ausführliche Vorhersage über die Verbrennung — sowie Validierung durch Versuchskampagnen mittleren Umfangs (Explosionen von Ballons) für den Aspekt der Explosion; analytische Bemühungen zur Beschreibung dieser Erscheinungen bei Gebäudestrukturen sowie Validierung durch Messungen an Modellen oder am Grundwasserspiegel im Hinblick auf den Aspekt der Ausbreitung und der Wechselwirkungen von Stoßwellen.

In enger Zusammenarbeit mit der Untergruppe des BPA, der mit der Überwachung der Arbeiten des Bereichs B des ersten Programms beauftragt ist, hat die Kommission geprüft, welche weiteren Schritte im Rahmen eines zweiten Programms unter Berücksichtigung der erzielten Ergebnisse, der nichterfaßten Aspekte und der allgemeinen Entwicklung des Bereiches sowie bestimmter experimenteller Techniken zu ergreifen sind. Den Ergebnissen dieser Prüfung wurde in der nachstehend aufgeführten Liste Rechnung getragen.

Tätigkeiten

Die Tätigkeiten können in fünf Kategorien eingestuft werden: die erste und die letzte konnten im ersten Programm mit Kostenteilung nicht behandelt werden.

1.2.1 Quellterm

Hierunter versteht man die Umstände und die Anfangsparameter des unbeabsichtigten Freisetzens vor Bildung und Wanderung einer explosiven Wolke. Besondere Aufmerksamkeit wird der Erscheinung und den physikalischen Aspekten der Anfangsphase der Wolkenbildung gewidmet, insbesondere aus ursprünglich verflüssigten Gasen, sowie den Mechanismen der Verdampfung.

1.2.2 Dispersion

Die Freisetzungen von Thorney Island liefern bereits eine wertvolle Palette von Bezugsfällen. Die ausführliche Analyse dieser Angaben und ihre Gegenüberstellung mit den Vorhersagen verschiedener Modelle und Codes sollten im Rahmen des zweiten Programms durchgeführt werden. Ergänzende Freisetzungen, z. B. nichtisothermische Freisetzungen, könnten die Ergebnisse der ersten Meßkampagnen ergänzen. Ein implizites Ziel dieser Versuchskampagnen besteht jedoch auch darin, den Einsatz von Windkanälen und Wasserstollen durch Simulierung der Wanderung von Schichten schwerer Gase im Boden oder an der Wasseroberfläche bei vorhandenen Hindernissen oder Wärmeinseln zu validieren.

Die Durchführbarkeit solcher Simulierungen wurde während des ersten Programms nachgewiesen, und sehr ausgereifte Analysemittel sind nunmehr einsatzfähig. Daher sollte in diesem Bereich größere Anstrengungen unternommen werden, die mit geringem Kosteneinsatz die Untersuchung realistischer Fälle oder Geometrien ermöglichen dürften.

Im übrigen sind alle derzeit verfügbaren Modelle mit Voraussagen deterministischer Art und berücksichtigen weder die beträchtliche Eigenvariabilität der Dispersion noch die sehr unregelmäßige Struktur der Wolken, die auf die Explosionserscheinung einen großen Einfluß haben kann.

Besondere Aufmerksamkeit wird daher der Ausarbeitung stochastischer Modelle und den eingehenden Untersuchungen und Validierungen gewidmet, z. B. im Windkanal. Dieser Punkt kommt noch zu Punkt 1.7 betreffend atmosphärische Dispersion der radioaktiven Stoffe hinzu.

1.2.3 Verbrennung und Bildung einer Druckwelle

In diesem komplexen und nur wenig beherrschten Sektor bleibt noch viel zu tun. Vor allem fehlt es an Theorien, Modellen, zufriedenstellenden Codes der Verbrennung/Flammausbreitung in einer nicht oder teilweise begrenzten Wolke; die Druckentstehung hängt in kritischer Weise vom Verlauf der Ausbreitung ab. Über die Mechanismen der Flammbeschleunigung und den etwaigen Übergang von der Deflagration zur Detonation haben wir nur bruchstückhafte Angaben und Ergebnisse, die häufig nur in Laboratorien erzielt wurden.

Die beschränkten Anstrengungen des ersten Programms müssen daher fortgeführt und verstärkt werden und auch weitere Aspekte einbeziehen: Einfluß der unregelmäßigen Struktur der Wolke, der Teileinschließungen oder Hindernisse sowie der Topographie; oder, um realistischere Bedingungen zu erzielen: Einfluß der Form der Explosionsschicht, des Zündpunktes, des Vorhandenseins von Aerosolen usw. Im wesentlichen handelt es sich um Studien und Simulierungen von Teilwirkungen. Eine konzertierte Versuchskampagne auf dem Feld könnte während der Durchführung des Programms in großem Maßstab unternommen werden bzw. durch die Beteiligung an einem entsprechenden internationalen Experiment ersetzt werden. Mit diesen verschiedenen Entwicklungen geht natürlich die Erstellung von einschlägigen Modellen und Codes einher.

1.2.4 Ausbreitung und Wechselwirkungen von Druckwellen

Die im Rahmen des ersten Programms unternommenen beschränkten Bemühungen müssen fortgeführt werden. Es wird mindestens ein fortgeschrittener Code (Isentrope-Hypothese) ausgearbeitet. Gegebenenfalls wird er mit einer Beschreibung der Verbrennung und der Reaktion von Gebäudestrukturen kombiniert. Die Versuche auf dem Feld werden fortgeführt, um den Fall der Mehrfachquellen, der Verbreitung über dem Meer und des Einflusses der Topographie zu untersuchen bzw. bestimmte Aspekte der Voraussagen der Codes zu validieren.

1.2.5 Reaktion von Strukturen

Dieser grundlegende, jedoch von den vorgenannten Faktoren sehr unterschiedliche Aspekt ist im Rahmen des ersten Programms nicht behandelt worden. Die zahlreichen vorliegenden Angaben über die Reaktion auf Explosionen und die Schäden an herkömmlichen Gebäuden können nur schwer auf die verstärkten Strukturen der Kernkraftwerke extrapoliert werden; daher müssen in enger Zusammenarbeit mit der GFS, die in diesem Bereich über besondere Fachkenntnisse verfügt, Versuche an Modellen oder Strukturelementen sowie die Prüfung der Folgen von gleichzeitigen Schäden für die Sicherheit einer Anlage unternommen werden.

Beitrag der Gemeinschaft

Gemeinsames Untersuchungsprogramm, das auf der Grundlage von Forschungsverträgen durchzuführen ist:

erforderliche Mittel 4 200 000 ERE

1.3 Festigkeits- und Werkstoffprobleme bei Stahlkomponenten in Leichtwasserreaktoren

(Vgl. Punkt 1.A.2.3 des Aktionsprogramms)

Ziele

Die Unversehrtheit der Stahlkomponenten von Leichtwasserkernkraftwerken, insbesondere ihrer Primärkreisläufe, ist von ausschlaggebender Bedeutung für die Sicherheit dieser Anlagen. Bisher

wurden diesem Bereich umfangreiche Forschungsprogramme gewidmet. Die Ergebnisse wurden zur Verbesserung der Herstellungsverfahren und der Techniken der Gütekontrolle eingesetzt. Sodann wandte man sich der Entwicklung und der Durchführung systematischer und regelmäßiger Kontrollen während der gesamten Lebensdauer der Anlagen zu. Die Früherkennung von Defekten und die Beobachtung ihrer Entwicklung war insbesondere durch die Erscheinungen der Versprödung der Stähle unter Bestrahlung gerechtfertigt. Vor kurzem wurde diese Tendenz der starken Betonung der Kontrolle durch die Entdeckung von Defekten unter den Umhüllungen, durch Probleme des Wärmeschocks usw. verstärkt.

Die internationale Zusammenarbeit im Bereich der Festigkeit und der Werkstoffe der Stahlkomponenten von Leichtwasserkernkraftwerken besteht schon lange und hat ihren Schwerpunkt in einer Arbeitsgruppe, für die CSIN (OECD-ENA) und die Kommission gemeinsam zuständig sind. Von 1976 bis 1980 wurde ein internationales Vorhaben zum Aufzeigen von Defekten bereits vorhandener Fehler in Stahlplatten (PISC I) durchgeführt, die in einer großen Anzahl von spezialisierten Laboratorien in Umlauf waren. Die GFS hat bei diesem Vorhaben insofern eine wichtige Rolle gespielt, als sie die zerstörende Analyse der Proben sowie die Verarbeitung und die Auswertung der von diesen Laboratorien erzielten Ergebnisse übernommen hat.

Die gewonnene Erfahrung hat zur Erstellung eines zweiten Programms PISC II geführt, das insbesondere auf die Validierung der zerstörungsfreien Techniken der Aufzeigung, der Lokalisierung und der Bewertung der Defekte und die Erstellung von wirksamen und zuverlässigen Inspektionsverfahren ausgerichtet ist; auch hier wirkt die GFS als zentrale Koordinierungsstelle.

Im gleichen Zeitraum (1976 bis 1980) wurde gemeinsam von der GFS, dem CEA und Framatome und unter Beteiligung der europäischen Hersteller von Reaktorbehältern eine Studie mit dem Ziel der Bewertung der Möglichkeit des Bruchs von Reaktorbehältern durchgeführt. Die Untersuchung, die sich auf die Erfahrung bei der Herstellung und der Inspektion von etwa 15 Behältern stützt, hat es ermöglicht, die parametrischen Beziehungen zwischen Lastbedingungen, Werkstoffeigenschaft und von den Inspektionssystemen erwarteten Leistungen aufzuzeigen. Für das Programm 1984 bis 1987 ist in der GFS die Fortführung beträchtlicher Forschungsanstrengungen im Bereich der Früherkennung von Fehlern und der Entwicklung von Methodologien zur Vorhersage der Lebensdauer der Komponenten von Primärkreisläufen vorgesehen.

Die Kommission hat es für zweckdienlich erachtet, Forschungsarbeiten über die Festigkeitsprobleme und die Werkstoffe vorzuschlagen, die sich im Zusammenhang mit den Stahlkomponenten der Primärkreisläufe von Leichtwasserreaktoren stellen; diese Arbeiten sollen im Rahmen einer Kostenteilungsaktion durchgeführt werden und die diesbezüglichen Tätigkeiten der GFS unterstützen und ergänzen. Die Kostenteilungsaktion stellt angesichts der engen internationalen Zusammenarbeit, die bei den Vorhaben PISC und im Rahmen des theoretisch/experimentellen Programms über die Modelle von Behältern im kleinen Maßstab und die Modelle der Anschlußstutzen (safe end) im Maßstab 1 in der GFS entstand, einen durchaus geeigneten Rahmen dar. Die am Vorhaben PISC II beteiligten nationalen Laboratorien werden in der Lage sein, die von der Gruppe PISC selbst vorgeschlagenen und von den internationalen Arbeitsgruppen unterstützten Kostenteilungsaktionen als Erweiterung der Arbeiten zu übernehmen, die derzeit auf der Grundlage des Programms der GFS durchgeführt werden. Die vorgesehenen Aktionen konzentrieren sich auf die nachstehenden Themen: Im Bereich der Bewertung der Wirksamkeit und der Zuverlässigkeit der zerstörungsfreien Kontrollmethoden werden parametrische Untersuchungen der Ansprechempfindlichkeit dieser Verfahren auf verschiedene Faktoren und Vorhaben der Gegenüberstellung und Validierung (Benchmark) dieser Methoden durchgeführt. Im Bereich der Bruchmechanik werden Arbeiten über Restspannungen und thermische Spannungen fortgeführt; sie werden die in der GFS gegenwärtig durchgeführten Tätigkeiten ausweiten und nützlicher gestalten.

Ein letzter Bereich — der von den vorhergehenden Themen relativ unabhängig ist — betrifft die Festigkeitsprobleme, die sich durch Störfälle externen Ursprungs ergeben, insbesondere durch Erdbeben; hier geht es in erster Linie darum, Bilanz über die vorhandenen Kenntnisse zu ziehen, Gegenüberstellungen der einzelnen Untersuchungsmethoden durchzuführen und ein Vorhaben der Validierung des auf einen Elementarfall angewandten Codes zu unternehmen.

Zu bemerken ist hierbei, daß die meisten der nachstehend vorgeschlagenen Forschungsarbeiten zwar unmittelbar auf die Leichtwasserkernkraftwerke angewandt werden, daß ihnen jedoch auch eine allgemeine Bedeutung zukommt.

Tätigkeiten

1.3.1 Bewertung des Wirkungsgrades der zerstörungsfreien Prüfverfahren

Es gibt mehrere Bereiche, in denen ein sehr wirksamer Beitrag zum Inspektionsprogramm für Stahlkomponenten (PISC II) geleistet werden könnte. Bei den Bereichen handelt es sich um diejenigen, die unter der Bezeichnung „Parameterstudien" Ende 1982 im Rahmen eines sehr beschränkten Programms, das Bestandteil des Programms der GFS war, angelaufen sind, die jedoch in die von den Gruppen internationaler Sachverständiger vorgeschlagenen Richtungen erweitert werden sollten. Es handelt sich um typische Kostenteilungsaktionen, da sie die Ausrüstungen, die Kenntnisse und das Fachwissen der Organe benutzen müssen, die zerstörungsfreie Prüfverfahren entwickeln und einsetzen und die Inspektionsverfahren für die Kernindustrie im allgemeinen und für die Reaktorkomponenten im besonderen anwenden.

Es wurden sechs Gruppen von Parametern aufgezeigt, bei denen gleichlaufende Bemühungen erforderlich sind:

— Auswirkung der Fehlermerkmale, ihrer Geometrie und Position auf die Aufzeigung, die Lokalisierung und die Bestimmung ihrer Form,

— Auswirkung der Merkmale der Ausrüstungen auf die Aufzeigung der Fehler, ihre Lokalisierung und die Bestimmung ihrer Form,

— Auswirkung der Merkmale der Platierung auf die Bestimmung der Form der Defekte,

— Parameter, die beim Einsatz der elektromagnetischen Detektionstechniken in der Oberflächenumgebung eine Rolle spielen,

— Auswirkung von Restspannungen auf die Aufzeigung von Fehlern, ihre Lokalisierung und die Bestimmung ihrer Form,

— Auswertung der Ergebnisse einschließlich der Signalverarbeitung und Sichtbarmachung.

Die nationalen Organisationen, die Aktionen über die Parameterstudien durchführen, werden sowohl die herkömmlichen Inspektionsverfahren als auch die fortschrittlichen zerstörungsfreien Prüfverfahren anwenden.

Die untersuchten Werkstoffe sind im allgemeinen Behälterstähle, und bei den Fehlern handelt es sich um realistische Fehler, die künstlich induziert oder eingeführt wurden, um alle Vorhaben der möglichen Gegenüberstellung des „Benchmark"-Typs zu ermöglichen.

Den Ergebnissen der Vorhaben PISC zufolge werden Verfahren der Validierung sowie Demonstrationen notwendig sein. Auch Informationsprogramme sowie Unterstützungs- und Koordinierungsaktionen könnten sich als erforderlich erweisen.

Zu diesen Aktionen gehören:

— Unterrichtung und Sensibilisierung von Codes, von Normen und der verordnenden Stellen, die für Wiederholungsprüfungen zuständig sind,

— Schaffung und Sammlung von Proben und Strukturen für die bewertenden Laboratorien,

— Koordinierung zur besseren Nutzung des in der Europäischen Gemeinschaft verfügbaren Materials, eine typische Tätigkeit für den Zuständigkeitsbereich der Kommission.

1.3.2 Aufzeigung, Überwachung und Ermittlung der Form von Fehlern, die beim Betrieb der unter Druck stehenden Strukturen auftreten, sowie Bewertung der Lebensdauer dieser Strukturen

Das Programm zielt im allgemeinen darauf ab, die Fähigkeit der zerstörungsfreien kombinierten Prüfverfahren abzuschätzen und durch regelmäßige oder kontinuierliche Überwachung die restliche Lebensdauer der belasteten Strukturen vorherzusehen.

Die GFS hat 1982 bis 1983 ein theoretisches und experimentelles Programm für Behälter von Druckwasserreaktoren im Maßstab 1:5 und für Rohrleitungselemente im Maßstab 1, insbesondere für Anschlußstutzen, aufgenommen und will dieses Programm 1984 bis 1987 ausbauen. Die vorhandenen Versuchsanlagen ermöglichen die Programmierung von Lastdiagrammen, die Durchführung automatischer Ultraschalluntersuchungen im Innern der Behälter, die automatische Einholung und Analyse der Ultraschallsignale und die Nutzung der Techniken der akustischen Emission, der Dehnungsmeßgeräte, der Laser-Holographie. Ergänzend zu den von der GFS durchgeführten Tätigkeiten sollte es die Kostenteilungsaktion den Fachgruppen bestimmter Laboratorien der Mitgliedstaaten ermöglichen, Meßversuche an den Reaktorbehältern und den Anlagen der GFS sowie vorbereitende Arbeiten durchzuführen, insbesondere zur Unterstützung von

— Bewertung der Möglichkeiten der akustischen Emission zur Ermittlung der Form der Fehler und des Risikos des Auftretens von Fehlern,

— vergleichende Bewertung der verschiedenen Ultraschalltechniken und der einzelnen Codes zur analytischen Behandlung der beim Betrieb auftretenden Defekte,

— Korrelation zwischen den einzelnen zerstörungsfreien Prüfverfahren (Ultraschall, akustische Emission, Röntgenstrahlen),

— Erprobung und Gegenüberstellung der experimentellen Spannungsanalyse mit den FEM-Codes (z. B. Laser-Interferometrie, thermische Emission),

— Benchmark-Vorhaben für die Bruchmechanik im elastoplastischen Bereich für belastete Strukturen mit dreidimensionaler Geometrie (Anschlußstutzen).

1.3.3 Bruchmechanik

Rest- und Wärmespannungen

Untersuchung der Probleme in den nachstehenden Bereichen:

— Messung der Verteilung der Restspannung an den Schweißstellen und in ihrer Umgebung,

— Restspannung in Verbindung mit Platierungs- und Unterplatierungsrissen,

— Einfluß der Herstellungsverfahren und der Wärmebehandlung auf die Restspannung und Gegenüberstellung der Codes und Spezifikationen,

— Wirkung des hydrostatischen Tests auf die Restspannung,

— Einfluß der Restspannung auf das Übergangsverhalten des Materials vom elastischen zum spröden Bereich.

Numerische Analyse der Probleme der Bruchmechanik im elastoplastischen Bereich

Es wird vorgeschlagen, einen rechnerischen Ringversuch durchzuführen, um eine bessere Kenntnis

der Techniken zu erlangen, die insbesondere für die nachstehenden Probleme am geeignetsten sind:

— Typ der Modellerstellung in der Umgebung der Rißenden,

— optimale Auswahl der Iterationsparameter in der elastoplastischen Analyse,

— Behandlung der Ausbreitung stabiler Risse.

Außerdem wird vorgeschlagen, die Ergebnisse der numerischen Analysen teilweise oder gänzlich mit den experimentell erzielten Ergebnissen zu vergleichen und die Grenzen und die Eigenheiten der angewandten Analyse zu definieren.

1.3.4 Festigkeitsprobleme infolge von Stoßwellen bei Unfällen externen Ursprungs (insbesondere durch seismische Erdbewegungen)

Die Untersuchung der Anwendbarkeitsgrenzen der einzelnen Verfahren, die zur Berechnung der Folgen seismischer Belastungen (oder sonstiger Belastungen infolge von Unfällen externen Ursprungs) auf die Innenstrukturen (einschließlich der Reaktorkomponenten und der Rohrleitungen) angewandt werden, müssen in drei Phasen durchgeführt werden:

— Erstellung einer Bestandsaufnahme der Analyse- und Prüfverfahren,

— Gegenüberstellung der einzelnen Vorgehen zur Feststellung der Übereinstimmungen bzw. Abweichungen,

— Entwicklung verbesserter Verfahren.

Beitrag der Gemeinschaft

Gemeinsames Untersuchungsprogramm, das auf der Grundlage von Forschungsverträgen durchzuführen ist:

erforderliche Mittel 4 800 000 ERE

1.4 Thermohydraulik und schwere Brennstoffschäden bei Primärkühlmittelverlust

(vergleiche Punkte 1.A.2.4 und 1.A.2.5 des Aktionsprogramms)

Ziele

Der Unfall im amerikanischen Kraftwerk TMI-2 war unter den Faktoren, die zu einer Neuausrichtung des Forschungsprogramms in diesen Bereichen seit 1979 geführt haben, ausschlaggebend.

Während man früher dahin tendierte, einen Unfall mit Primärkühlmittelverlust des Typs „große Leckage" eingehend zu untersuchen und die Auffassung vertrat, daß alle anderen Situationen weniger gravierend wären als dieser größere Unfall, mißt man heute anderen Vorgängen große Bedeutung bei, die zu beträchtlichen Brennstoffschäden führen, die bis zu irreversiblen Situationen gehen können. Der Fall kleiner Leckagen, die sich auf den Primärkreislauf auswirken, war nur der charakteristischste Fall für diese Art von Vorgängen, die im Hinblick auf ihre Folgen für die Anlage, die Umwelt, die Arbeitnehmer und die Bevölkerung eingehend untersucht werden. Auf der Ebene der Gemeinschaft wurde im Rahmen des in der GFS durchgeführten direkten Aktionsprogramms das reaktorexterne Kreislaufsystem LOBI, das ursprünglich für die Untersuchung des Übergangverhaltens im Zusammenhang mit einem Primärkühlmittelverlust des Typs „große Leckage" und „mittlere Leckage" in der Druckabbauphase vorgesehen war, dahin gehend modifiziert, daß auch die Durchführung von Transienten des Typs „kleine Leckagen" möglich ist.

Der Bereich LOCA-ECCS (Bereich A) des Kostenteilungs-Forschungsprogramms, das derzeit abgewickelt wird, ist der Durchführung von reaktorexternen Versuchen über separate Wirkungen im Zusammenhang mit der Thermohydraulik und dem Wärmeaustausch in der Phase „Wiederbenetzung-Wiederflutung" des Reaktorkerns gewidmet. Es handelt sich um Forschungsarbeiten von allgemeinem Interesse über ein- und zweidimensionale Geometrien im Zweiphasensystem. Die Auswirkungen infolge von deformierten Kanalgeometrien — bei denen das Anschwellen der Hülsen simuliert wird — und infolge der Zusammensetzung der Stäbe wurde bei mehreren Versuchen berücksichtigt; es kann gesagt werden, daß dieser Programmteil die Grenze zwischen Thermohydraulik und Thermomechanik darstellt.

Die Kommission hat 1982 in enger Zusammenarbeit mit der Untergruppe des BPA, die mit der Überwachung der Durchführung ds ersten Programms in diesem Bereich beauftragt war, die nach 1983 zu ergreifenden Maßnahmen geprüft. Sie hielt es für erforderlich, die im Bereich der Thermohydraulik und der Wärmeübertragung im Zweiphasensystem unternommenen grundlegenden Arbeiten fortzuführen. Diese Forschungsarbeiten sollten es ermöglichen, die Korrelationen und die Modelle zu erarbeiten, die unmittelbar für die Erstellung realistischer Codes einsetzbar sind (best-estimate). Schwerpunkte werden die Situationen eines Kühlmittelverlusts des Typs „kleine Leckagen" und die Entwicklung geeigneter Meßtechniken im Zweiphasensystem sein. Die Auswirkungen durch Simulierung der Erscheinungen im kleinen Maßstab werden so aufgezeigt werden müssen, daß die Anwendung der erzielten Ergebnisse auf echte Fälle von Reaktoren validiert wird. Die Untergruppe hat ferner eine progressive Fortführung der Forschungsarbeiten für Situationen empfohlen, die zu einem Schaden am Reaktorkern führen, insbesondere im Bereich der Kühlung von deformiertem Brennstoff bis hin zur Wiederbenetzung der nach einem Schmelzen der Hülsen entstehenden Trümmer. Dieses spezifische Forschungsgebiet über beschädigte Brennstoffe wurde 1981 und 1982 im einzelnen von einer Fachgruppe untersucht, die unter der Federführung der Arbeitsgruppe Nr. 2 „Sicherheit der Leichtwasserreaktoren-Forschungsarbeiten", zusammengetreten war.

Diese Gruppe hat die zahlreichen Arbeiten berücksichtigt, die gegenwärtig in den Ländern innerhalb und außerhalb der Gemeinschaft, insbesondere in den USA, sowie auf internationaler Ebene im Rahmen von CSNI (OECD-ENEA) laufen oder geplant sind, und sie hat Empfehlungen abgegeben, die die Kommission bei ihren Vorschlägen für eine Reihe von Versuchen des Typs „separate Wirkungen" für zwei Arten von Situationen berücksichtigt hat: Situationen mit beschädigtem Reaktorkern, wobei der Schaden bis zur Bildung von Bruchstücken gehen kann (rubble end) und sogar bis zum lokalisierten Schmelzen der Brennstoffpellets; in diesem Falle ist die Situation nicht irreversibel, wenn ihre Entwicklung durch die Wiederherstellung irgendeiner Art von Kühlung stabilisiert werden kann. Die Hauptbemühungen müßten sich auf diesen Bereich erstrecken, insbesondere auf die Bildung und die Charakterisierung der Trümmer je nach den verschiedenen Kühlsystemen sowie auf die Kühlung der beschädigten Reaktorkerne im Mono- bzw. Biphasensystem und auf die Reaktionen und die physikalischen Eigenschaften der Werkstoffe in immer höheren Temperaturbereichen. Eine andere Situation ist irreversibel: hier schmelzen der Reaktorkern und die Stützplatten im Reaktorbehälter mit Durchgang des Coriums durch den Behälter und die Sicherheitsumschließung. Diese Situation muß in Betracht gezogen werden, allerdings mit einem geringeren Prioritätsgrad als bei den nichtirreversiblen Situationen. In einer ersten Etappe sollte der Angriff der Bodenplatte durch den Kern untersucht werden. Bei der eingehenderen Festlegung der durchzuführenden Arbeiten sollten jedoch die ersten Ergebnisse der Prüfung der Brennstoffelemente und der Innenteile des Behälters von TMI-2 berücksichtigt werden.

Die Ergebnisse der Versuche mit separaten Wirkungen müssen durch reaktorinterne und integrale Versuche großen Umfangs verglichen, korreliert und validiert werden, die die gesamten Erscheinungen simulieren oder reproduzieren, die bei den Unfallabläufen auftreten. Die Verbindungen zwischen den separat untersuchten grundlegenden Erscheinungen und den globalen Erscheinungen, wie sie sich aus den reaktorinternen Experimenten ergeben, können nur durch eingehende theoretische Analysearbeiten und Modellerstellung aufgezeigt werden.

Die Kommission ist überzeugt von der Notwendigkeit, die Probleme im Zusammenhang mit Brennstoffschäden unter schweren Unfallbedingungen auf drei Ebenen anzugehen, nämlich Experimente „separater Wirkungen", globale reaktorinterne Versuche und theoretische Aspekte der Analyse und der Modellerstellung; sie hat im Rahmen der direkten Aktion die Einsetzung einer Gruppe von Fachleuten zur Analyse und Modellerstellung vorgeschlagen. Diese Gruppe sollte über die Ergebnisse der reaktorinternen Experimente verfügen, die für die schweren Brennstoffschäden signifikant sind; nach der Aufgabe des Projektes SUPER-SARA stellt das französische Programm PHEBUS auf europäischer Ebene das geeignetste Programm dar, die erforderlichen Informationen zu liefern, aber auch die amerikanischen Programme wie z. B. PBF, die kanadischen Programme wie NRU bzw. die internationalen Programme wie LOFT müssen in Erwägung gezogen werden.

Die Verfügbarkeit der Ergebnisse des Programms PHEBUS muß logischerweise im Rahmen der Kostenteilungsaktion angestrebt werden; die Verhandlungen mit den Drittländern über den Zugang zu den Ergebnissen der übrigen erwähnten Programme müssen ebenfalls nach den unter Punkt 4 aufgeführten Modalitäten vorgesehen werden. Wie man sieht, werden die in diesem Bereich vorgeschlagene Kostenteilungsaktion und die direkte Aktion also eng miteinander verzahnt und ergänzender Natur sein.

Generell wird die Kommission beim Vorschlag dieser Forschungsarbeiten bestrebt sein, nicht nur eine Reihe spezifischer Arbeiten zu fördern (separate Wirkungen), sondern auch auf der Ebene der Gemeinschaft die Zurverfügungstellung der Ergebnisse der wichtigen reaktorinternen Programme zu ermöglichen, die in einigen Mitgliedstaaten oder bestimmten Drittländern unter Einsatz der Analysekapazitäten der GFS in diesem Bereich laufen oder ins Auge gefaßt sind.

Tätigkeiten

1.4.1 Kühlmittelverlustunfall — Thermohydraulik (Brennstofftemperatur — 1 200° C)

Im Anschluß an Bereich A des ersten Programms

a) Grundlegende Untersuchungen anhand der Versuchsarbeiten im kleinen Maßstab mit einer eingehenden Bewertung, die zur Erstellung von Modellen führt, die bei den Codes „best estimate" benutzt werden und die die Interpretation der Experimente im großen Maßstab erleichtern:
   - — Untersuchung der Erscheinungen des Siedeübergangs am Umkehrpunkt zum Filmsieden,
   - — grundlegende Wärmeübertragung in Bündeln und in einfachen Geometrien bei einem LOCA mit kleinen Leckagen unter Hochdruck und bei niedrigem Massenfluß,
   - — Kodensationswirkungen im Zusammenhang mit der Injektion von Wasser des Reaktorkern-Notkühlsystems,
   - — Untersuchungen der Phasentrennerscheinungen an einer Verbindungsstelle einer horizontalen Rohrleitung mit einem Zweiphasendurchsatz geringer Geschwindigkeit, insbesondere bei Hochdruck,
   - — räumliche Aufteilung von Zweiphasenströmung, Mischphasenbereiche, relative Geschwindigkeit der Phasen, insbesondere bei großem Durchmesser D > 200 mm.

b) Arbeiten der Bewertung/Modellerstellung auf der Basis der verfügbaren Versuchsdaten aus den Versuchen „separate Wirkungen" im großen Maßstab und den integralen Versuchen mit dem

Ziel der Validierung und Bewertung von Codes und der Übertragung der Daten auf die Bedingungen der Reaktorgröße.

In diesem Bereich werden die Arbeiten eng mit den Tätigkeiten im Rahmen der direkten Aktion koordiniert; die spezifischen Kompetenzen der GFS können zur Unterstützung der Kostenteilungsaktionen eingesetzt werden, die sich insbesondere erstrecken auf

— Rückstau im Reaktorkern-Notkühlsystem durch Gegenstrom-Zweiphasenmischung mit „by-pass"-Erscheinung (Kernbereich),

— Rückstau durch Gegenstrom-Zweiphasenmischung in den Rohrleitungen,

— natürliche Einphasen- und Zweiphasenkonvektion bei LOCA — kleine Leckagen),

— Modellerstellung für die unter Zweiphasenbedingungen arbeitenden U-Rohre der Dampfgeneratoren im Primär- und Sekundärsystem.

1.4.2 Untersuchungen über beschädigte Reaktorkerne und schwere Brennstoffschäden — umkehrbare Situationen

Der Verlauf dieser Vorgänge unter Bildung von Bruchstücken und gegebenenfalls unter geringem örtlich begrenztem Schmelzen kann vermutlich durch die Wiederherstellung von Kühlsystemen und durch geeignete Aktionen gestoppt werden (Hinweis auf die Zusammenhänge mit den Erscheinungen im LMFBR).

Die diesbezüglichen Untersuchungen zielen auf die Festlegung der Grenzen ab, innerhalb derer die Wiederherstellung einer ständigen Kühlung gewährleistet werden kann. Die Kenntnis der Grenzen der potentiellen Kühlung ist notwendig, um die erforderlichen Aktionen und Verfahren zur Stabilisierung der Lage festlegen zu können.

a) Reaktionen der Werkstoffe, physikalisch-chemische Prozesse und ihre Kinetik

— Oxydation der Umhüllungen

Hochtemperaturoxydation von Zirkaloy und Rostfreistahl in verschiedenen Gemischen Dampf/Wasserstoff,

Einfluß des Drucks auf die Oxydationskinetik,

Einfluß der endothermen Reaktionen auf den zeitlichen Ablauf des Schmelzens;

— Verflüssigung Umhüllung/Brennstoff, „candling" und Wiedereinbringung

Bildung von eutektischem UO_2/ZrO_2 bei niederer Temperatur, Mechanismen des Schmelzverlaufs;

— Wechselwirkung zwischen Werkstoffen

Temperaturabhängige Freisetzung absorbierender Legierung und ihr Einfluß auf die Blockierung der Unterkanäle.

b) Bildung und Kühlung der Bruchstücklagerorte

— Bildung von Bruchstücken bei verschiedenen Kühlsystemen

Wirkung des Abschreckens auf die Unversehrtheit der Brennstoffanordnungen je nach Erhitzungsgeschwindigkeit, chemischer Umgebung und Art der Abschreckung,

chemische Merkmale der Bruchstücke infolge des Abschreckens;

— Thermohydraulische Aspekte der Abkühlung der beschädigten Reaktorkerne

Ein- und Zweiphasenflußhydraulik an Bruchstücklagerorten, Durchlässigkeit, Bildung von Ablaufwegen, Fluidisierung, Charakterisierung der Bruchstücke; Gültigkeit der Studien über einheitliche Bruchstücke und über einfache Geometrien; Berücksichtigung komplexerer Bruchstücklagerorte,

Wärmeübertragung an einem abgekühlten Bruchstücklagerort durch Zweiphasengemisch, Abschreckung eines überhitzten Bruchstücklagerorts durch Wasserinjektion im oberen und unteren Teil des Kerns, Aufzeigung der begrenzenden Faktoren, zum Beispiel Dampfpfropfen.

c) Mathematische Modellerstellung

In gewissem Umfang wird eine kontinuierliche Arbeit der theoretischen Modellerstellung für die fortgeschrittenen Rechencodes bei schweren Störfällen ins Auge gefaßt. Diese Arbeiten umfassen „Benchmark"-Vorhaben unter Einsatz des Projektes eines Referenz-Kernkraftwerks (nicht-spezifisch). Es könnte eine Arbeitstagung veranstaltet werden, auf der die Ergebnisse erörtert und Empfehlungen abgegeben werden.

1.4.3 Untersuchungen über beschädigte Reaktorkerne und schwere Brennstoffschäden — nichtnukleare Situationen

Dieser Bereich beginnt dort, wo die oben angegebenen potentiellen Kühlgrenzen überschritten werden. Sofern eine Injektion von Kühlmittel stattfindet, reicht sie nicht aus, um das massive Schmelzen und den Brennstoffverfall auf den Stützplatten zu verhindern.

Der Unfall kann bis zum Durchschmelzen der Stützplatten, zum Versagen des Reaktorbehälters und zu Wechselwirkungen der Bruchstücke mit der Sicherheitseinschließung gehen.

Die hier vorgeschlagenen Arbeiten beziehen sich auf die Probleme der Beeinträchtigung der Bodenplatte. Zunächst müßten Spezifikationen für eine Versuchsanlage erstellt werden, bei der möglicherweise eine bereits bestehende Anlage berücksichtigt wird.

Das Programm wird nach der Prüfung von TMI-2 im Jahr 1983/1984 im einzelnen dargelegt.

Spezifische Probleme sind:

— Möglichkeit der Kühlung der Bruchstücke unter Wasser in der Reaktorgrube unter Berücksichtigung einer realistischen Bruchstückgeometrie,

— Wahrscheinlichkeit und Wirkungen einer Dampfexplosion nach Bruchstückeinfall in die Reaktorgrube,

— Hydrodynamik der Bruchstückkühlung nach Überflutung mit Wasser von oben, z. B. Ablassen der Akkumulatoren und Aufteilung der Energie zwischen Dampferzeugung und Absorption durch Beton,

— Beeinträchtigung des Bodens und der Wände der Reaktorgrube durch die Trümmer des geschmolzenen Kerns sowie Abschätzung der Durchdringungsgrenzen,

— Folgen der chemischen Wechselwirkungen zwischen den freigesetzten Gasen und der Stahlphase in den geschmolzenen Bruchstücken, auf die Zusammensetzung der die Sicherheitseinschließung berührenden Gase und auf die physikalische und chemische Zusammensetzung der geschmolzenen Bruchstücke,

— langfristige Abkühlung und Endform der Bruchstücke des Kerns nach Eindringen in die Betonbodenplatte.

1.4.4 Reaktorinterne Experimente — Brennstoffverhalten unter schweren Unfallbedingungen

Beteiligung der Kommission am Programm PHEBUS und an weiteren internationalen Programmen oder Programmen, die von Drittstaaten durchgeführt werden: LOFT, PBF, NRU, EPRI usw.

Beitrag der Gemeinschaft

Untersuchungsprogramm der Gemeinschaft, das auf der Grundlage von Forschungsverträgen durchzuführen ist:

erforderliche Mittel 14 200 000 ERE

1.5 Probleme der Verteilung, der Verbrennung und der Überwachung des bei einem Unfall entstehenden Wasserstoffs

(vgl. Punkt 1.A.2.6 des Aktionsprogramms)

Ziele

Im Hinblick auf die Untersuchung eines Primärkühlmittel-Verlustunfalls, gefolgt von einem einwandfreien Funktionieren des Notkühlsystems des Reaktorkerns, sind die Erscheinungen der Wasserstofferzeugung sowohl durch die Reaktion Zirkon-Wasser-Dampf als auch durch Radiolyse ausreichend langsam, damit die Systeme der Verdünnung oder der Neukombination zum Tragen kommen können, bevor die Entflammbarkeitsgrenze erreicht ist. Die einschlägigen Vorschriften beschränken sich im allgemeinen auf die Festlegung eines höchsten Prozentsatzes der Oxydation der Umhüllung, um die Menge des bei einem Auslegungsunfall (design basis accident) erzeugten Wasserstoffs zu begrenzen.

Bei einer Untersuchung der Unfallabläufe, die zu einer Überhitzung der exponierten Brennelemente oberhalb 1 200° C führen und bei denen immer größere Schäden am Reaktorkern auftreten können, stellt man fest, daß die Wasserstofferzeugung immer rascher und in größerem Umfange vor sich geht. In diesem Falle müssen die Risiken, die sich für die Unversehrtheit der Einschließung und der darin befindlichen Sicherheitssysteme ergeben können, berücksichtigt werden, und es müssen entsprechende Maßnahmen vorgesehen werden. Dies wurde deutlich beim Unfall von TMI-2, nach dem insbesondere in den USA von EPRI und SANDIA ehrgeizige Forschungsprogramme erstellt wurden. Die Kommission hat bereits 1979 beschlossen, im Rahmen ihrer Arbeitsgruppe Nr. 2 „Sicherheit der Leichtwasserreaktoren — Forschungsarbeiten" eine Unterfachgruppe einzusetzen, die im August 1981 einen Bericht über den diesbezüglichen Stand der Kenntnisse erarbeitet hat. Die Ergebnisse dieses Berichtes und die späteren Erörterungen im Rahmen dieser Untergruppe haben unter Berücksichtigung der in der Gemeinschaft und in den Vereinigten Staaten laufenden Forschungsprogramme die Notwendigkeit aufgezeigt, eine gemeinschaftliche Forschungsaktion durchzuführen. Die ausgewählten Bereiche sind: Verteilung von Wasserstoff in der Sicherheitsumschließung (hier ergeben sich größere Probleme der Bewertung und der Beschränkung der Risiken), die Verbrennung und die Untersuchung der möglichen Explosion von Gemischen Wasserstoff-Luft-Dampf sowie die Überwachung insbesondere bei Maßnahmen der Konzentration von Wasserstoff, Sauerstoff und Dampf.

Die Aspekte betreffend die Erzeugung von Wasserstoff werden bereits unter Punkt 1.4.2 behandelt, so daß die Untersuchung der Verteilung und der Verbrennung mit Vorrang behandelt werden muß, ohne jedoch den Bereich der Überwachung zu vernachlässigen. Die Kostenteilungsaktion ist für diese Art von Arbeiten gut geeignet, denn diese Tätigkeiten umfassen mehrere wissenschaftliche Fachrichtungen, worin in einigen die GFS keine besondere Kompetenz aufweist. Enge Verbindungen bestehen mit den übrigen im Rahmen dieses Vorschlags vorgesehenen Forschungsthemen, insbesondere mit den Arbeiten über die Bedingungen des beschädigten Reaktorkerns und den Forschungsarbeiten über Quellterm. Obgleich sich die Probleme im Zusammenhang mit der Wasserstoffverbrennung angesichts der Dichte der betreffenden Gase unterschiedlich stellen, gibt es doch Beziehungen zwischen diesem Bereich und den unter Punkt 1.4.2 vorgeschlagenen Forschungsarbeiten über die Explosionen von Gaswolken, so daß entsprechende Kontakte zwischen den Laboratorien hergestellt werden müssen, die mit diesen Forschungsarbeiten befaßt sind.

Tätigkeiten

In diesem Bereich ist eine enge Zusammenarbeit mit den amerikanischen Programmen EPRI und SANDIA von ausschlaggebender Bedeutung.

Insgesamt beginnt das vorgeschlagene Programm mit theoretischen und experimentellen Untersuchungen über die Gasverteilung in realistischen Sicherheitseinschließungen; sodann werden die Möglichkeiten der Verbrennung untersucht mit dem Ziel, zufriedenstellende technische Überwachungsmethoden für die bei einem Unfall erzeugten Gase festzulegen.

1.5.1 Verteilung von Wasserstoff und der übrigen Gase

Die Probleme der Verteilung der Gase in der Atmosphäre der Einschließung nach einem LOCA sind im Hinblick auf die technische Überwachung und die Risikoabschätzung von vorrangiger Bedeutung.

Die Kenntnis der Verteilung in der Atmosphäre der einzelnen abgeschlossenen Abteilungen der Sicherheitseinschließung erfordert analytische und experimentelle Untersuchungen über die Verteilung von Wasserstoff, Sauerstoff, Dampf und Stickstoff in diesen Abteilungen. Die Forschungsarbeiten beginnen mit Grundlagenstudien (zum Beispiel des Typs „separate Wirkungen") und reichen bis zu Integralversuchen.

Vor diesen Experimenten müssen analytische Untersuchungen durchgeführt werden, um das Programm über die Verteilung insgesamt zu optimieren. Die Trennung von Wasserstoff und Sauerstoff durch einen physikalischen Prozeß ist während der ersten Phase eines Unfalls ein besonders interessantes Phänomen.

Es müssen Arbeiten über die Präzision der theoretischen Analysen und die praktischen Messungen der Konzentration unter Unfallbedingungen durchgeführt werden.

Ferner muß ein einfaches und zuverlässiges Verfahren für die Messung der Konzentrationen an Wasserstoff und an Sauerstoff entwickelt werden.

Für die Vorgänge bei fortgeschrittenem Reaktorkernschaden und bei Bedingungen eines vollständig geschmolzenen Kerns ist es erforderlich, Entwicklungen, Gegenüberstellungen und experimentelle Verifikationen von zusätzlichen Codes durchzuführen.

Die Aspekte der Verteilung aller abschwächenden Verfahren müssen sorgfältig analysiert werden, wenn man die Vorteile dieser Verfahren bewerten will (siehe technische Überwachung).

1.5.2 Verbrennungsprozesse

Angesichts der laufenden Arbeiten können mehrere Bereiche einen Nutzen aus den von den europäischen Labors durchgeführten Forschungsarbeiten ziehen.

Während die Grenzen der Flammbarkeit und der Explosivität für binäre Gemische Wasserstoff-Luft gut bekannt sind, sind die Angaben über ternäre bzw. multiple Gemische bei Vorhandensein von Dampf, Inertgasen oder Aerosolen recht beschränkt. Zuverlässige Daten über die Explosivitätsgrenzen der Gemische Wasserstoff-Luft-Dampf sind insbesondere im Falle der unterteilten realistischen Sicherheitseinschließungen erforderlich.

Außer den Aspekten der Wirkung der Verteilung auf die Verbrennungserscheinungen ist den physikalischen Bedingungen vor und nach einer möglichen Zündung besondere Aufmerksamkeit zu widmen. Dies erfordert kombinierte analytische und experimentelle Arbeiten. Soweit wie möglich sollten die Experimente zuverlässige Erklärungen liefern, die eine Vorhersage über die Kynetik der Verbrennungsreaktionen ermöglichen, insbesondere die Möglichkeit von Übergängen Verpuffung-Detonation unter realistischen Bedingungen. Dies schließt den Einfluß der erzeugten Druckwellen und Wechselwirkungen mit den Strukturen ein. Die gesamten Arbeiten müssen für die Untersuchung von Standardabläufen in die Codes für Wasserstoff einbezogen werden.

1.5.3 Technische Überwachung

Gegenwärtig werden verschiedene Verfahren und Grundsätze erörtert und bewertet, und einige von ihnen sollen im Rahmen des amerikanischen Programms getestet werden.

Endgültige Empfehlungen über die spezifischen Techniken können solange nicht abgegeben werden, als nicht jedes Verfahren eingehend analysiert und erprobt worden ist und solange die Ergebnisse nicht vorliegen. Arbeiten in Europa, die eine Ergänzung des diesbezüglichen amerikanischen Programms darstellen, werden dringend empfohlen (insbesondere über die Aspekte der Verteilung). Diese Arbeiten werden im Rahmen des letzten Teils des vorgeschlagenen Programms durchgeführt.

Beitrag der Gemeinschaft

Gemeinsames Untersuchungsprogramm, das auf der Grundlage von Forschungsverträgen durchzuführen ist:

erforderliche Mittel 3 600 000 ERE

1.6 Spaltprodukt-Quellterm unter schweren Unfallbedingungen

(vgl. Punkt 1.A.2.5 des Aktionsprogramms)

Ziele

Für die Abschätzung von Quelltermphänomenen ist die ins einzelne gehende Kenntnis der potentiell vorhandenen Spaltprodukte in einem Kernkraftwerk zum Zeitpunkt und während der einzelnen Phasen eines Unfalls, der Prozesse der Freisetzung und des Transports der Spaltprodukte im Primärkreislauf, in der Sicherheitsumschließung und schließlich in der Umwelt erforderlich. Diese Bewertung muß qualitativer Art sein: Daher müssen die einzelnen physikalischen und chemischen Formen präzisiert werden, in denen die Spaltprodukte freigesetzt werden und sich entwickeln, aber es

muß auch eine quantitative Bewertung durchgeführt werden. Die Kenntnis der Quelltermphänomene spielt eine ausschlaggebende Rolle bei der realistischen Bewertung der Unfallrisiken und ermöglicht die Festlegung von Interventionsmaßnahmen und Sicherheitseinrichtungen, die vorgesehen werden müssen, um diesen Unfällen zu begegnen.

Auf der Ebene der Verordnungen sind die Hypothesen, die hinsichtlich der Quelltermphänomene für die Bewertung der radiologischen Folgen der Bezugsunfälle herangezogen werden, weitgehend konservativer Art; dies gilt besonders für die Freisetzung fester und halbflüchtiger Spaltprodukte; nur die Ableitungen von Edelgasen werden korrekt bewertet. Nach der Veröffentlichung des Berichts WASH 1400 haben amerikanische Fachleute wie LEVENSON und RAHN auf den Pessimismus der zugrunde gelegten Hypothesen und Modellerstellungen und auf die Rolle hingewiesen, die das Wasser bei der Zurückhaltung von Jod und Cäsium spielt. Ihre Ansicht wurde durch die ersten Feststellungen erhärtet, die beim Unfall von TMI-2 gemacht wurden; in der Folge wurden in den USA von NRC und EPRI sowie in Europa umfangreiche Forschungsprogramme beschlossen. Diese Programme betreffen sowohl die Chemie bestimmter Spaltprodukte als auch die Bildung und das Verhalten dichter Aerosole. Im Bereich der internationalen Zusammenarbeit haben die Schweden vorgeschlagen, die Anlage von MARVIKEN zur Durchführung eines weitreichenden Forschungsprogramms über Aerosole zu benutzen. Dieses Programm läuft 1984 an, und mehrere Mitgliedstaaten haben bereits ihre Absicht an einer Beteiligung bekundet. Im übrigen hatte die Fachgruppe von CSNI (OECD-ENEA) 1979 einen Bericht über den Stand der Kenntnisse im Bereich der nuklearen Aerosole erstellt. Dieser Bericht wurde soeben überarbeitet und für die Leichtwasser-Kernkraftwerke angepaßt, da die erste Version dieses Berichts zum großen Teil den natriumgekühlten schnellen Reaktoren gewidmet war. 1982 war die Arbeitsgrupe der Gemeinschaft Nr. 2 „Sicherheit der Leichtwasserreaktoren — Forschungsarbeiten" der Auffassung, daß im Bereich der Quelltermphänomene noch zahlreiche Probleme zu lösen seien und daß es wünschenswert wäre, im Rahmen des zweiten Forschungsprogramms Forschungsarbeiten im Kostenteilungswege vorzusehen.

Die Kommission hat 1982 eine kleine Gruppe von Fachleuten einberufen, die Bilanz über die in der Gemeinschaft und außerhalb der Gemeinschaft durchgeführten bzw. geplanten Tätigkeiten gezogen hat. Sie hat die Durchführung grundlegender Arbeiten vorgeschlagen, die auf die Untersuchung der separaten Wirkungen beschränkt sind und keine Großanlagen erfordern. Die Forschungsarbeiten werden sich auf die Prozesse der Freisetzung von Spaltprodukten aus Brennstoffen bei hohen Temperaturen sowie auf die Probleme der Chemie von Jod in aquatischem Milieu, den Transport von Spaltprodukten im Primärkreislauf und insbesondere auf zahlreiche Forschungsarbeiten über den Transport und das Verhalten der Spaltprodukte und der Aerosole in der Sicherheitsumschließung erstrecken. Vorbereitende Arbeiten sollen von den Dienststellen der Kommission ab 1983 in Angriff genommen werden, um eine Reihe von potentiellen Themen zu präzisieren und auch die Ergebnisse der derzeit in den USA und in Europa laufenden Experimente zu berücksichtigen. Dies impliziert die Notwendigkeit einer gewissen Flexibilität bei der Durchführung der hier vorgeschlagenen Aktionen; insbesondere wäre es angezeigt, die Veröffentlichung der Ausschreibungen in mehreren Phasen vorzusehen.

Die Ergebenisse dieser Forschungsarbeiten werden es ermöglichen, die Modellerstellung für die einzelnen Phänomene, wie sie bisher für die spezialisierten Codes verwendet wird, zu verbessern. Außerdem wird es mit den hier vorgeschlagenen Forschungsarbeiten möglich sein, die erforderlichen Ausgangsdaten für die Untersuchung der Probleme der atmosphärischen Dispersion von radioaktiven Ableitungen besser zu definieren, die im nachstehenden Punkt behandelt werden (1.7).

Tätigkeiten

1.6.1 Freisetzung der Spaltprodukte aus Brennstoffen

— Eindeutige Identifizierung der chemischen Form von Jod und der sonstigen Spaltprodukte zum Zeitpunkt der Freisetzung aus dem Brennstoff bei hohen Temperaturen. Angesichts der möglichen komplexen chemischen Reaktionen müssen diese Arbeiten an bestrahlten Brennstoffen des gängigen Typs in einer Umgebung Dampf-Wasserstoff durchgeführt werden;

— Freisetzungsrate der halbflüchtigen Spaltprodukte aus bestrahlten Brennstoffen im Temperaturbereich 1200° bis 2100° C.

1.6.2 Chemie der Spaltprodukte

— Thermochemische Hochtemperaturdaten und Gleichgewicht zwischen den Phasen für zahlreiche Arten von Spaltprodukten, Reaktionen mit den Werkstoffen, mit den übrigen Spaltprodukten und mit den Bestandteilen des Dampfes bei hoher Temperatur. Physikalische und chemische Wirkungen der Wasserstoffverbrennung;

— Chemie von wässerigem Jod, insbesondere bei hohen Temperaturen (bis 300° C), Auswirkung auf die Kinetik der bekannten Reaktionen und die Stabilität der mutmaßlichen Zwischenarten. Sonderuntersuchung der Bildung organischen Jods bei niedrigen Konzentrationen — mögliche Erstellung eines Codes.

1.6.3 Transport der Spaltprodukte im Primärkreislauf und bis zur Sicherheitseinschließung

— Kritischer Überblick über die bei TRAP-MELT nicht benutzten Modelle und Entwicklung einiger Modelle je nach Bedarf und der voraussichtlichen künftigen Entwicklung. Gegenüberstellung der Codes ungefähr 1985.

— Experimentelle Forschungsarbeiten über die Prozesse der Gravitations-Koagulation.

— Die nachstehenden Bereiche sollten als potentielle Arbeitsthemen im Auge behalten werden:

Wirkungen von kleinen Dampfexplosionen im Primärkreislauf,

durch Fragmentierung erzeugte und durch den Hochdruck des Primärkreislaufs ausgestoßene Aerosole,

Grad der möglichen Abschwächung im Abkühlbecken,

mögliches Vorhandensein sehr dichter Aerosole bei einigen Unfallserien und ihre spätere Stabilität.

1.6.4 Transport der Spaltprodukte und Verhalten der Aerosole in der Sicherheitseinschließung
(es wird auf die diesbezüglichen früheren und laufenden LMFBR-Programme verwiesen)

— Kondensierungsprozesse, Einfluß der Zerfallswärme von Edelgasen, Entwicklung und Kopplung der thermohydraulichen Codes und der Aerosol-Codes, Möglichkeit der Entwicklung eines kombinierten Codes,

— Bedeutung der Modellerstellung der Ablagerungsverfahren durch Diffusiophorese,

— Entwicklung gekoppelter Modelle unter Einbeziehung der Eliminierungsmechanismen durch natürliche Prozesse und durch spezifische Systeme. Gegenüberstellung von Codes und „Benchmark"-Versuche,

— experimentelle Validierung der Agglomerationsprozesse, inbesondere durch Gravitationskoagulation,

— Untersuchung der möglichen Rückführungsprozesse von den Wänden und den Sümpfen in verschiedenen Unfallphasen,

— Abschwächung über die Leckagen. Sondierende Untersuchungen zur Festlegung der Abschwächung im Zusammenhang mit bestimmten Arten der Leckage und zur Ermittlung der signifikantesten Parameter.

Beitrag der Gemeinschaft

Gemeinsames Untersuchungsprogramm, das auf der Grundlage von Forschungsverträgen durchzuführen ist:

erforderliche Mittel 6 000 000 ERE

1.7 Dispersion der Spaltprodukte in der Luft nach einem Unfall
(vgl. Punkt 1.A.2.7 des Aktionsprogramms)

Ziele

Die Probleme der Ableitung von radioaktiven Stoffen aus einem Kernkraftwerk bei einem Unfall sowie die Dispersion dieser Ableitungen in der Luft sind ausschlaggebend für die Ermittlung der radiologischen Folgen sowohl für die unmittelbare Umgebung des Kraftwerks als auch auf regionaler Ebene. Diesen Problemen kommt in Europa besondere Dringlichkeit zu, da hier die Folgen der Ableitungen angesichts der Ländergröße und der hohen Anzahl von Kernkraftwerken in Grenznähe über den nationalen Rahmen hinausgehen.

Dies ist der wesentliche Grund dafür, daß die Kommission im Rahmen des ersten Kostenteilungs-Forschungsprogramms (1979 bis 1983) eine diesbezügliche Forschungstätigkeit vorgeschlagen hatte (Bereich C dieses Programms).

Hierbei muß unterstrichen werden, daß sich die im Bereich C des ersten Kostenteilungsprogramms durchgeführten Studien ebenso wie die für das zweite Programm vorgeschlagenen Studien auf die Aspekte des Transports der aktiven Schadstoffe in der Luft beziehen und somit die unter Punkt 1.6 behandelten Quelltermphänomene und die Bewertung der radiologischen Folgen ausschließen, die in einen anderen Fachbereich fallen[1]). Andererseits beziehen sich diese Untersuchungen im wesentlichen auf größere hypothetische Unfälle, die über den für die Bewertung der Sicherheit von Kraftwerken zugrunde gelegten Auslegungsunfall hinausgehen. Für diese Kategorien von Unfällen sind die betroffenen Zonen, die Höhe der Abgasfahnen über dem Boden, die Dauer der Migration beträchtlich wichtiger als bei einem Auslegungsunfall, und man gelangt vom üblichen Gebiet der Metereologie/Luftdispersion auf „örtlicher" Ebene (bis zu etwa 10 km) in den Bereich der „regionalen" Ebene (mehrere 10 km).

Daher und auch angesichts der wachsenden Bedeutung von Teilwirkungen (Topographie, Inversionen/Stratifikationen, geostrophisches Mitreißen, Übergang Land-Meer usw.), ist die Behandlung der Dispersion in der Luft nicht mehr für die äußersten Vereinfachungen der lokalen Ebene geeignet, und die Kenntnisse, Modelle und Validierungen sind hier nicht so zahlreich und im allgemeinen unzureichend. Überdies sind alle verfügbaren Modelle deterministischer Art. Nun ist jedoch die „Variabilität", der semistochastische Charakter des Transports in der Luft ein sehr grundlegender Aspekt, der bisher nur wenig untersucht worden ist. Die Berücksichtigung der Variabilität gilt im wesentlichen für die kurzen Ableitungen bzw. Ableitungen, deren Stärke sich mit der Zeit verändert — Merkmale von Unfallsituationen.

Im Rahmen des ersten Kostenteilungsprogramms konnten Arbeiten in bescheidenem Umfang durchgeführt werden. Es hat sich von Anfang an gezeigt, daß es die Mittelzuweisungen und die verfügbare Zeit bestenfalls ermöglichen würden, die Grundlagen für eine längerfristige koordinierte Aktion zu legen und daß eine Fortführung nach 1984 in jedem Falle notwendig wäre; auch der BPA hat diese Meinung geteilt (Stellungnahme vom 27. März 1980); das erste Programm war daher vor allem so konzipiert, daß die Probleme und die relative Bedeutung der vielfachen Aspekte und Teilfaktoren, die eine

[1]) Vgl. Programmvorschlag Strahlenschutz

Rolle bei der Dispersion spielen, auf regionaler Ebene erfaßt und besser bewertet wurden.

So wurden zwar bestimmte theoretische und experimentelle Arbeiten über den Effekt der Wirbelschleppe von Gebäuden, die Höhe von Abgasfahnen über dem Boden und die Auswirkung von Wärmeinseln in der Stadtluft, das Windaufkommen vom Meer zum Land und die Dispersion durch schwachen Wind unternommen, im Rahmen des ersten Programms konnten jedoch keine „Felderfahrungen" größeren Umfangs gesammelt werden. Diese Vorhaben werden im Rahmen des zweiten Programms vorgeschlagen.

Die nachstehend vorgeschlagenen Forschungen entsprechen den Empfehlungen der Untergruppe des BPA, die mit der Überwachung der Durchführung des Bereichs C des ersten Programms beauftragt ist; bei der Durchführung der Arbeiten wird der Absicht verschiedener Teilnehmer am derzeitigen Programm Rechnung getragen, sich zusammenzuschließen, um bestimmte Versuchsreihen sowohl im Feld als auch im Windkanal durchzuführen.

Zwischen diesen Forschungsarbeiten im Rahmen der nuklearen Sicherheit und den Arbeiten, die auf Gemeinschaftsebene gemäß Artikel 37 — Umwelt und Strahlenschutz — durchgeführt werden, besteht eine eindeutige Beziehung. Die bestehenden Bindungen werden konsolidiert, und die geplanten Arbeiten leisten einen wertvollen Beitrag in einem Bereich, der bisher nur unzureichend erforscht ist.

Tätigkeiten

1.7.1 Merkmale der Ableitungen

Die Parameter unbeabsichtigter Ableitungen (Dauer, Höhe) bedingen zuweilen in sehr signifikanter Weise den Prozeß des späteren Transports in der Luft. Dieser Aspekt, der mit Ausnahme der Modellerstellung der Heißgasstrahlen im laufenden Programm nicht behandelt worden ist, muß im zweiten Programm bearbeitet werden.

1.7.2 Teilwirkungen

Ergänzende Untersuchungen zu den laufenden Arbeiten sind notwendig. Sie erstrecken sich auf die Dispersion über dem Meer und den Übergang Land/Meer-(Land), den Einfluß der Windscherung auf die seitliche Dispersion, die trockenen oder feuchten Ablagerungen, den Einfluß der Dauer der Emission und des Transports usw. Diese Untersuchungen umfassen notwendigerweise auch experimentelle Validierungen im begrenzten Maßstab im Feld oder im Windkanal bzw. im rotierenden Wasserstollen.

1.7.3 Modellerstellung der Dispersion und Validierungen

Im ersten Programm wurden auf der Grundlage mehrjähriger statistischer Angaben verschiedene Modelle ausgearbeitet und zum Teil validiert. Die Bedeutung bestimmter Faktoren, insbesondere Topographie und Windscherung, muß jedoch enger umrissen werden, und dies muß zu Teilversuchen im Feld bzw. im Windkanal oder im Wasserstollen führen.

Im Rahmen des laufenden Programms hat eine Untersuchung im Windkanal die Leistungsfähigkeit der Verfahren der digitalen Bildanalyse zur Untersuchung der Entwicklung und der Feinstruktur simulierter Abgasfahnen unter unterschiedlichen atmosphärischen Bedingungen gezeigt. Diese Untersuchungen müssen sowohl in theoretischer Hinsicht als auch im Grundlagenbereich fortgeführt werden. Diese Arbeiten dürften zur Erstellung probalistischer Modelle für die Übertragung in die Atmosphäre führen.

1.7.4 Experimentelle Validierung im vollen Maßstab

Im Rahmen des ersten Programms konnten begrenzte Versuche durchgeführt werden (Indikatoren und meteorologische Sondierungen), die sich in erster Linie auf die Teilwirkungen oder die Validierung von Modellen im lokalen Maßstab erstreckten, es konnten jedoch keine Erfahrungen größeren Umfangs „im Feld" gewonnen werden. Solche Vorhaben müssen nunmehr ins Auge gefaßt werden; sie werden notwendigerweise auf die gemeinsamen Mittel mehrerer Laboratorien zurückgreifen müssen und vermutlich nicht gleich mit dem Anlaufen des zweiten Programms in Angriff genommen werden können.

Bestimmte Aspekte wurden bereits unter Punkt 1.7.2 und 1.7.3 genannt: Diffusion über dem Meer, Übergang Land/Meer-(Land), Einfluß des örtlichen oder regionalen Reliefs. Weitere zumindest teilweise Validierungen von Modellen im regionalen Maßstab (Küstenbereiche und kontinentale Bereiche) sind zweifellos ergänzend zu den einzelnen vorgesehenen Simulierungen erforderlich, sie machen jedoch vorher eingehende Untersuchungen mit der betreffenden Untergruppe und sonstigen Fachkreisen notwendig. Ihre Ausweitung auf den Zwischenmaßstab (Mesomaßstab über 50 bis 100 km) wäre zu einem späteren Zeitpunkt in Verbindung mit anderen Tätigkeiten (Programm Strahlenschutz usw.) denkbar.

Beitrag der Gemeinschaft

Für die vorgesehenen Untersuchungen bzw. experimentellen Validierungen ist eine Mittelzuweisung unter Berücksichtigung der Schwierigkeiten der Feldversuche vorzusehen, die meteorologischen und klimatischen Ungewißheiten unterliegen:

Gemeinsames Untersuchungsprogramm, das auf der Grundlage von Forschungsverträgen durchzuführen ist:

erforderliche Mittel 6 500 000 ERE

1.8 Für die probabilistische Risikobewertung angewandte Methodologien
(vgl. Punkt 1.A.2.1 des Aktionsprogramms)

Ziele

In den letzten Jahren haben die Arbeiten im Bereich der Risikoanalyse auf der Grundlage der probabilistischen Methodologien beträchtliche Fortschritte gemacht.

Die diesbezüglichen Studien wurden insbesondere in den Vereinigten Staaten fortgeführt, wo dieses Analyseverfahren erstmals weitgehend bei der Sicherheitsanalyse von Leichtwasserreaktoren angewandt wurde (WASH 1400 oder Rasmussen-Bericht). Weitere gleichartige Arbeiten, z. B. die deutsche Studie über die Risiken von Kernkraftwerken (GRS 1980 oder Birkhofer-Bericht) folgten dann. Seither wurden Arbeiten des gleichen Typs auch in anderen Ländern durchgeführt.

Obgleich die quantitative Risikobewertung auf der Grundlage der probabilistischen Analyse noch mit recht großen Ungewißheiten behaftet ist, stellt diese Methode doch die Grundlage für das „Proposed policy statement on safety goals for nuclear power plants" dar, das die Nuclear Regulatory Commission im Februar 1982 veröffentlicht hat. Dieses probabilistische Vorgehen bei der Sicherheitsanalyse ist von größter Bedeutung, denn zum ersten Mal wird hier der Versuch unternommen, eine Methodologie zu entwickeln, mit der der Grad des Risikos einer technischen Entscheidung bewertet werden kann.

Mit der Maßgabe, daß diese Methodologie mit Erfolg angewandt wird, geht ihre Bedeutung über den nuklearen Bereich hinaus. Auf Sicht kann damit gerechnet werden, daß sie für die quantitative Bewertung und die Gegenüberstellung der Risiken von verschiedenen wichtigen Tätigkeiten unserer Industriegesellschaft angewandt werden kann. Sie kann auf diese Weise zu einer objektiveren Festlegung der Abnehmbarkeit der Risiken beitragen. In Europa wurde eine fruchtbare Zusammenarbeit zwischen den einzelnen Institutionen hergestellt, die ein probabilistisches Vorgehen der Risikobewertung entwickelt haben. Diese Zusammenarbeit wurde durch die Rolle der GFS begünstigt, die in diesem Bereich über ein Arbeitsteam verfügt, dessen anerkanntes Fachwissen im Rahmen des Programms „Analyse der Zuverlässigkeit, Risikobewertung und Datenbank" zum Tragen kommt. Sofern sich die angewandten Methodologien jedoch von einem Land zum anderen unterscheiden, stellt sich das Problem der Annehmbarkeit des probabilistischen Vorgehens; dieses Problem kann nur dann gelöst werden, wenn es gelingt, die Austauschbarkeit der Methoden und der angewandten Modelle zu verstärken. Abschließend zu einem Seminar in Ispra im Mai 1982 über „US PRA Procedures Guide Analysis and Impact on European Practices" haben die anwesenden europäischen Sachverständigen in der Optik einer Annäherung an dieses Ziel empfohlen, „Benchmark"-Vorhaben für die Validierung und Gegenüberstellung der spezifischen Aspekte der probabilistischen Risikobewertung durchzuführen. Als Beispiel wurde ein erstes Vorhaben in Angriff genommen, an dem zehn Organisationen beteiligt sind; die GFS übernahm das technische Sekretariat, zieht die entsprechenden Schlußfolgerungen aus den Arbeiten und erarbeitet die einschlägigen Informationen.

Dieses Experiment muß künftig systematischer durchgeführt werden. Die Kostenteilungsaktion ist für diese Art von „Benchmark"-Vorhaben gut geeignet, an dem sich alle spezialisierten Arbeitsteams, die in der Gemeinschaft einsatzbereit sind, beteiligen sollten. Die GFS wird in enger Zusammenarbeit mit den Verantwortlichen für das Kostenteilungs-Forschungsprogramm weiterhin eine zentrale Rolle sowohl bei der Organisation als auch bei der Auswertung der Ergebnisse spielen. Eine erste Auswahl von Themen für die vorgesehenen Vorhaben wird im Mai 1983 auf einer Sitzung der Sachverständigengruppe über die Zuverlässigkeit (Untergruppe des BPA Reaktorsicherheit) erstellt.

Tätigkeiten

Es werden zwischen fünf und zehn „Benchmark"-Vorhaben vorgeschlagen, deren Abwicklung über die Laufzeit des Programms gestaffelt ist. Die Themen sind nachstehend generell aufgeführt. Sie werden im Laufe der Erörterungen mit den Fachgruppen und den beteiligten Arbeitsteams weiter definiert.

— Ereignisbaum: Dieses „Benchmark"-Vorhaben ist für die Analyse der einzelnen Verfahren vorgesehen, mit denen bei der probabilistischen Analyse eines Unfalles die Bewertungen der Zuverlässigkeit eines Systems untereinander gekoppelt sind.

— Analyse der Unfallreihen: Die obengenannte Analyse wird auch im „Benchmark"-Vorhaben behandelt. Berücksichtigt wird hierbei auch die Wechselwirkung zwischen der Unfallentwicklung — d. h. Folgen und/oder Verhalten der physikalischen Parameter — und der Analyse der Zuverlässigkeit des Systems.

— Common cause/mode failure: Im Rahmen dieses „Benchmark"-Vorhabens wird einerseits das Problem der Identifizierung und der Klassifizierung dieser Fehler und andererseits das Problem ihrer analytischen Behandlung angegangen.

— Zuverlässigkeitsdaten: Aufgrund dieses „Benchmark"-Vorhabens wird es möglich sein, die angewandten Verfahren zu prüfen, um die Rohdaten verschiedenen Ursprungs so zusammenzulegen, daß die Zuverlässigkeitsparameter der Komponenten bewertet werden können.

— Modellerstellung für das menschliche Verhalten: Bei diesem „Benchmark"-Vorhaben wird das wichtige Problem der Daten und des menschlichen Verhaltens behandelt.

— Wahrscheinlichkeit von Strukturversagen und Strukturverhalten bei Erdbeben: Diese beiden „Benchmark"-Vorhaben erstrecken sich auf die

Analyse der Verfahren zur Prüfung der Widerstandsverteilung von Strukturen je nach Belastung.

— Analyse der Folgen: Mit diesem „Benchmark"-Vorhaben sollen einzelne Analyseverfahren der Übertragung von radioaktiven Stoffen auf die Umwelt verglichen werden.

Beitrag der Gemeinschaft

Gemeinsames Untersuchungsprogramm, das auf der Grundlage von Forschungsverträgen durchzuführen ist:

erforderliche Mittel 1 800 000 ERE

1.9 Beteiligung an internationalen Forschungsvorhaben oder an Programmen, die außerhalb der Gemeinschaft durchgeführt werden

Die hohen Kosten der Forschungsprogramme über die Sicherheit unter Einsatz von großen Versuchsanlagen und die aktive internationale Zusammenarbeit, die in diesem Bereich hergestellt wurde, führen unweigerlich zur Erstellung von anderen internationalen Forschungsvorhaben als denjenigen, die im Rahmen der Gemeinschaft schon seit langem vorgeschlagen und durchgeführt werden.

Gegenwärtig bestehen drei Möglichkeiten:

— Das vom USDOE vorgeschlagene Programm LOFT, für das unter der Ägide der OECD-ENEA ein Konsortium errichtet wurde. Dieses Vorhaben sieht eine Verlängerung der Benutzung des Versuchsreaktors LOFT nach Durchführung des vom NRC geförderten Programms vor. In den nachstehenden Bereichen wurden zusätzliche Tests vorgesehen:

  Primärkühlmittelverlust bei großen und kleinen Leckagen, Versagen des Sekundärkreislaufs, Freisetzung der Spaltprodukte bei Kühlmittelverlust, thermohydraulische Untersuchungen bei Brennstoffverformung infolge Kühlmittelverlusts.

  Das Konsortium steht den Mitgliedstaaten der Gemeinschaft offen, und einige von ihnen haben bereits ihre Teilnahme beschlossen.

— Das von Schweden vorgeschlagene Vorhaben MARVIKEN V über das Verhalten der flüchtigen Spaltprodukte und der bei einem Kernschmelzen entstehenden schweren Aerosole im Primärkreislauf eines Leichtwasserreaktors. Zahlreiche Stellen in den Ländern der Gemeinschaft oder in Drittländern, z. B. EPRI oder ONTARIO-HYDRO, haben ihre Beteiligung angekündigt.

— Das Programm „CLEAN-UP TMI-2", das vom US DOE vorgeschlagen worden ist, erstreckt sich auf eine große Anzahl von Themen, darunter: Probleme der Charakterisierung und des Transports der Spaltprodukte in der Sicherheitsumschließung, Dekontaminierungstechniken, Prüfung des Reaktorkerns und der Innenteile. Verschiedene Stellen in den Mitgliedstaaten haben beschlossen, sich am Programm in unterschiedlicher Form zu beteiligen: Abstellung von Personal, Prüfung von Proben usw.

  Wie man sieht, erstrecken sich diese drei internationalen Vorhaben auf technische Themen, die eng miteinander verbunden sind oder die unmittelbar im Zusammenhang mit den vorstehend für das zweite Forschungsprogramm in Kostenteilung beibehaltenen Forschungsvorschlägen stehen, inbesondere im Bereich der Thermohydraulik und der schweren Brennstoffschäden bei einem LOCA (LOFT, TMI-2) und im Falle der Quelltermphänomene infolge von Spaltprodukten unter Unfallbedingungen (LOFT, TMI-2, MARVIKEN). Diese drei Vorhaben werden im übrigen während des Zeitraums 1983 bis 1986 gleichlaufend mit dem 2. Aktionsprogramm in Kostenteilung durchgeführt (1984 bis 1987).

Eine wirksame Beteiligung der Kommission an allen oder spezifischen Teilen eines oder mehrerer dieser internationalen Vorhaben bietet gewisse Vorteile:

— Sie ermöglicht es den Mitgliedstaaten, die nicht bilateral an diesen Vorhaben teilnehmen, sich vollständige Informationen über die Ergebnisse und den Stand der Arbeiten zu verschaffen.

— Im Hinblick auf einige spezifische Punkte werden die gegenwärtig laufenden Kostenteilungsprojekte Nutzen aus den Ergebnissen und Informationen einer solchen Beteiligung ziehen, was zu ihrer erfolgreichen Durchführung beitragen wird.

— Sie ermöglicht die Nutzung der Ergebnisse für die Durchführung von Benchmark-Vorhaben zur Validierung von Codes und Modellen im Rahmen der Kostenteilungsaktion auf der Ebene der Gemeinschaft.

  Abgesehen davon, daß die Ergebnisse dieser internationalen Vorhaben der Kommission zur freien Verfügung stehen, wird eine effektive Beteiligung der Kommission ermöglichen, wissenschaftliches Personal der am Kostenteilungs-Forschungsprogramm beteiligten Auftragnehmer zu dem betreffenden Vorhaben abzustellen, sich an der Analyse der Ergebnisse zu beteiligen, die Proben zu prüfen und fortgeschrittene Meßgeräte in den Laboratorien der Auftragnehmer des Forschungsprogramms in Kostenteilung zu entwickeln.

Die Dienststellen der Kommission haben die einzelnen Fälle geprüft, die eine wirksame Beteiligung oder eine Zusammenarbeit zwischen der Kommission und diesen Vorhaben im Rahmen der hier vorgeschlagenen Kostenteilungsaktion ermöglichen würden. Es können zwei Fälle ins Auge gefaßt werden:

— Eine Beteiligung mit einem finanziellen Beitrag der Kommission, der beschränkt und mit den den betreffenden Bereichen zugewiesenen Mitteln vereinbar ist. In diesem Falle könnte die

Kommission Verträge mit den Initiatoren der Vorhaben nach Einholung der Stellungnahme des Beratenden Verwaltungs- und Koordinierungsausschusses „Kernspaltung"[1]) abschließen. Die für den Abschluß dieser Verträge erforderlichen Mittel werden aus den Mitteln entnommen, die dem entsprechenden Bereich des hier vorgeschlagenen Kostenteilungsprogramms zugewiesen sind. Dieses Schema könnte für einen vollgültigen Beitritt der Kommission zum Konsortium LOFT angewandt werden. Sondierende Kontakte mit dem USDOE weisen darauf hin, daß eine Beteiligung der Kommission auf der Grundlage eines globalen Beitrags von einer Mio. ERE vorgesehen werden könnte.

— Eine den jeweiligen Fällen angepaßte Beteiligung, die bis zu einer vollständigen Beteiligung am Projekt — das heißt, einschließlich des Zugangs zu den Ergebnissen — gehen kann; diese Beteiligung würde jedoch auf der Grundlage eines technischen Informationsaustausches ausgehandelt. Die Kommission würde als Gegenleistung für ihre Beteiligung den Initiatoren der Vorhaben die Ergebnisse und die Fortschrittsberichte über bestimmte Teile des vorliegenden Kostenteilungs-Aktionsprogramms, die sich auf den im betreffenden Vorhaben behandelten Bereich beziehen, zur Verfügung stellen. Je nach Fall könnte mit dieser Lieferung technischer Informationen ein Finanzbeitrag in einer Höhe einhergehen, der — wie im ersten Falle — mit den dem betreffenden technischen Bereich zugewiesenen Beträgen vereinbar ist. Die Modalitäten für diese Art von Vereinbarung würden zwischen der Kommission und den Initiatoren der Vorhaben in Verträgen festgelegt, deren Entwurf dem Ausschuß „Kernspaltung" zur Stellungnahme unterbreitet würde.

Dieses Schema könnte auch für eine Beteiligung der Kommission am gesamten oder an einem Teil des Projekts MARVIKEN V ins Auge gefaßt werden.

Die Lösung auf der Grundlage der Zurverfügungstellung von Fortschrittsberichten und von Ergebnissen gemeinschaftlicher Programme rührt nicht an die Interessen der Mitgliedstaaten, insbesondere derjenigen Länder, die bereits auf einer bilateralen Grundlage an den betreffenden internationalen Vorhaben mitarbeiten. Die Ergebnisse und der Fortschritt der gemeinschaftlichen Arbeiten werden in Mitteilungen beschrieben, die auf internationalen Zusammenkünften und auf verschiedenen Konferenzen und Symposien vorgelegt werden; sofern die Ergebnisse der Gemeinschaftsprogramme offiziell veröffentlicht werden, fallen sie in den öffentlichen Bereich. Die oben vorgeschlagenen Verfahren beschleunigen nur den Prozeß der Verbreitung der Forschungsergebnisse der Gemeinschaft, und dies kann sich für den Austausch technischer Informationen zwischen den Mitgliedstaaten und den außergemeinschaftlichen Ländern nur als vorteilhaft erweisen.

Die Beteiligung der Kommission am Programm „CLEAN-UP TMI-2" könnte nach einem der oben genannten möglichen Schemata ins Auge gefaßt werden; hierbei ist jedoch zu bemerken, daß die Beteiligung der Laboratorien der GFS an der Analyse bestimmter Proben bereits jetzt vorgesehen ist.

Die beiden hier zugrunde gelegten Schemata für die Beteiligung der Kommission an den internationalen Forschungsvorhaben können auch zur Aushandlung des Zugangs zu den Ergebnissen der Forschung angewandt werden, die in einigen Drittstaaten auf einzelstaatlicher Ebene durchgeführt werden. Hier könnte man zum Beispiel an die Programme EPRI und SANDIA über Wasserstoff, SANDIA über Quellterm und ROSA IV über die Thermohydraulik denken, die eng mit Punkt 1.5, 1.6 und 1.4 in Verbindung stehen und insbesondere mit den Programmen über die schweren Brennstoffschäden PBF, EPRI (USA), NRU (Kanada) usw., die bereits unter Punkt 1.4 und 1.4.4 erwähnt worden sind.

---

[1]) Beratender Ausschuß für die Abwicklung und die Koordinierung, der den BPA „Reaktorsicherheit" ablöst.

TEIL 2

2. Sicherheit flüssigmetallgekühlter schneller Brüter (LMFBR) Vorschlag für ein Forschungsprogramm mit Kostenteilung

Einleitung

Die meisten Mitgliedstaaten der Gemeinschaft haben sich in den vergangenen fünfundzwanzig Jahren in erheblichem Maße um die Entwicklung flüssigmetallgekühlter schneller Brüter bemüht. In diesem Zeitraum wurden sehr hohe finanzielle Aufwendungen für diese Entwicklung getätigt. Auch heute noch entfallen etwa 20 v. H. der gesamten F, E u D-Ausgaben im Energiesektor auf die Entwicklung schneller Brüter. Angesichts dieser Bemühungen sind eindrucksvolle technische Erfolge zu verzeichnen. Erstellt und betrieben wurden nicht nur mehrere Versuchs- und Prototypreaktoren; auch ein großes Kraftwerk (1200 MWe) ist in Bau und nahezu fertiggestellt. Diese Erfolge werden bisher in keiner anderen Region der Welt erreicht.

Die nachstehende Tabelle faßt die fertiggestellten oder geplanten Reaktorprojekte nach Ländern oder mitwirkenden Ländergruppen zusammen. Die in Klammern angegebenen Daten verweisen auf den Betriebsbeginn.

In den USA wurde von 1963 bis 1972 der experimentelle 200-MWth-Reaktor EFFBR betrieben, der wertvolle Erfahrungen mit verschiedenen Reaktorsystemen lieferte. Der 62,5 MWth Versuchsreaktor EBR-II ist seit 1965 in Betrieb. Der Bau des Versuchsreaktors FFTF (400 MWth), der aufgrund seiner Leistung praktisch als eine Demonstrationsanlage funktionieren wird, wurde 1980 abgeschlossen. Entwicklung und experimentelle Untersuchungen über die Entwicklung von Anlagen, Natriumtechnologie, Brennstoffkreislauf und die Bestätigung von Genehmigungsauflagen wurden durchgeführt. Der Bau des Clinch River Breeder Reactor (CRBR) wurde während der Carter-Regierung eingestellt, und die Zukunftsaussichten dieses Demonstrationsvorhabens sind auch heute noch nicht geklärt.

In Japan ist der schnelle Versuchsreaktor „JOYO" mit einer geplanten Leistung von 100 MWth (Frühjahr 1983) seit 1977 in Betrieb. Die Auslegung des 300 MWe Prototypreaktors „MONJU" ist beendet; sein Bau wurde vor kurzem beschlossen. Erste Entwürfe eines größeren Demonstrationsreaktors wer-

Land	Versuchs- und Test-Reaktoren	Prototyp (200–300 MWe)	Demonstrationskraftwerke (1200 MWe)
Vereinigtes Königreich	DFR (1963)	PFR (1974)	CFR (Projekt noch nicht angenommen)
Frankreich	Rapsodie (1967)	Phenix (1974)	Super-Phenix*) (1984)
Bundesrepublik Deutschland	KNK II****) (1977)	SNR 300**) (1986)	SNR 2***) Projekt noch nicht angenommen
Italien	PEC (1986)		

*) In Zusammenarbeit mit Italien, der Bundesrepublik Deutschland, Belgien und den Niederlanden
**) In Zusammenarbeit mit Belgien und den Niederlanden
***) In Zusammenarbeit mit Frankreich, Italien, Belgien und den Niederlanden
****) In Zusammenarbeit mit Belgien und den Niederlanden

Die Tabelle zeigt, daß ein Trend zur Zusammenarbeit mehrerer Mitgliedstaaten beim Bau von Demonstrationsanlagen zu verzeichnen ist. Wichtige Kooperationsvereinbarungen wurden zwischen Forschungsorganisationen und industriellen Partnern (Elektrizitätserzeugern sowie Planungs- und Baufirmen) mehrerer Mitgliedstaaten abgeschlossen.

Außerhalb der Gemeinschaft haben auch die meisten anderen Industrieländer der Welt große Anstrengungen auf dem Gebiet der schnellen Brutreaktoren unternommen.

den zur Zeit erstellt. Der Bau eines solchen Demonstrationsreaktors soll nach dem ersten Betriebsjahr von „MONJU" beginnen und durch die Serienfertigung mehrerer nahezu kommerzieller Reaktoren abgelöst werden, die der Größe und der Auslegung nach dem Demonstrationsreaktor ähneln werden.

In der UdSSR ist die Entwicklung und der Bau schneller Reaktoren ein wichtiger Bestandteil der elektrizitätswirtschaftlichen Entwicklung des Landes. Zur Zeit sind zwei Versuchsreaktoren — BOR-60 (60 MWth) und BR-10 (10 MWth) — in Betrieb. Der Demonstrationsreaktor BN-350 wurde mit

350 MWe erfolgreich betrieben und für die Meerwasserentsalzung und Stromerzeugung eingesetzt. Der zweite Demonstrationsreaktor BN-600 (600 MWe) ist seit 1981 operationell. Der Entwurf des kommerziellen schnellen Reaktors BN-1600 (1600 MWe) befindet sich in der Entwicklungsphase. Die Möglichkeit einer Erhöhung der Leistung des Reaktors BN-600 auf 800 MWe wird geprüft.

Gemeinschaftsforschung über die Sicherheit schneller Brüter

Wenn schnelle Reaktoren akzeptiert werden sollen, muß nachgewiesen werden, daß ihre Leistungskennwerte in bezug auf Sicherheit, Strahlenschutz und Umweltverträglichkeit unter normalen und Störfallbedingungen denen der zu diesem Zeitpunkt gebauten thermischen Reaktoren entsprechen.

Eine der vorrangigen Aufgaben der in verschiedenen Ländern der Gemeinschaft laufenden Demonstrations- und Sicherheitsprogramme ist es, nachzuweisen, daß diese Bedingung erfüllt werden kann.

Die bei dem Betrieb von Prototyp-Schnellreaktoren (Phenix, PFR) gesammelten Erfahrungen zeigen, daß ein schneller Reaktor im Rahmen der allgemeinen standortabhängigen Auflagen in bezug auf die kontrollierte Freisetzung von Radioaktivität arbeiten kann, die normalerweise für thermische Reaktoren gelten. Auch die Dosen, denen die Reaktorfahrer ausgesetzt wurden, lagen erheblich unter den zulässigen Höchstgrenzen.

Dennoch kommt es im Rahmen der kontinuierlichen und vielfältigen Bemühungen im Rahmen der Softwareentwicklung und der Erarbeitung zuverlässiger physikalischer Daten für Auslegung und Leistung darauf an, die Untersuchung der verschiedenen Sicherheitsaspekte zu vertiefen, die künftige schnelle Reaktoren beeinflussen könnten, d. h.

— zu vermeiden, daß kleine Zwischenfälle in Unfälle ausarten,

— die Faktoren zu ermitteln, die den Unfällen zugrunde liegen und die folgenden transienten Phänomene und ihre Auswirkungen auf Schlüsselkomponenten der Anlage zu beschreiben,

— die radiologischen Folgen der Unfälle, d. h. die interne Umverteilung der Radioaktivität nach einem Unfall sowie die Festlegung von Quelltermen zu untersuchen, die eine Abschätzung des externen Risikos ermöglichen.

Sicherheitsprogramme mit den vorstehend umrissenen Zielsetzungen sind eine unerläßliche Ergänzung zum Bau und zum Betrieb von Prototyp- und Demonstrationsreaktoren.

Die Gemeinschaft hat die Sicherheit schneller Brutreaktoren bisher auf zweierlei Weise unterstützt:

a) durch Durchführung des eigenen Forschungsprogramms der Gemeinschaft in der Gemeinsamen Forschungsstelle (GFS),

b) durch Aktivitäten, die darauf abzielen, die Koordinierung und Zusammenarbeit zwischen den einzelstaatlichen Programmen zum einen und dem GFS-Programm zum anderen durch Einschaltung des Koordinierungsausschusses Schnelle Reaktoren zu verbessern*).

Was Punkt a) angeht, sind die derzeitigen Aktivitäten der GFS, d. h. die Tätigkeiten, die im Rahmen des Mehrjahresprogramms 1980 bis 1983 durchgeführt werden, in drei Hauptkapitel unterteilt, d. h.:

Unfallbeginn und Übergangsphase

Die Tätigkeiten konzentrieren sich auf theoretische und experimentelle Untersuchungen über das Sieden von Flüssigmetallen, auf die Entwicklung des Europäischen Unfall-Codes und auf Forschungsarbeiten über die Wechselbeziehungen zwischen Brennstoff und Kühlmittel. Das Ziel der Untersuchungen über das Sieden von Flüssigmetallen besteht darin, Daten über das Verhalten des Kühlmittels bei anomalen Betriebsbedingungen wie der Blockade eines Brennstabbündels, der Verringerung des Durchsatzes infolge eines Pumpenausfalls oder Leistungsexkursionen zu erhalten. Der Europäische Unfall-Code ist ein modulares System von Rechenprogrammen, das die verschiedenen Phasen hypothetischer Unfälle beschreibt; die Pilotversion dieses Rechenprogramms ist bereits operationell. Die Forschungsarbeiten über die Wechselbeziehungen zwischen Brennstoff und Kühlmittel erstrecken sich auf folgende Themen: Entwicklung von physikalischen Modellen und Rechenprogrammen, experimentelle Untersuchung der Faktoren, die den Prozeß der Wechselbeziehungen ober die Auslösung von Dampfexplosionen beeinflussen und Überprüfung theoretisch postulierter Mechanismen von Dampfexplosionen.

Kernzerstörungsphase nach einem Unfall

Die Aktivitäten in diesem Bereich befassen sich mit einer realistischeren Beschreibung der Phase nach der Zerstörung, der Analyse des Verhaltens des inneren Containments und der Wärmeabfuhr nach einem Unfall (PAHR). Man hat damit begonnen, die Möglichkeiten und Modelle des US-Rechenprogramms SIMMER 2 im Rahmen der Berechnungen über die Phase nach der Zerstörung zu bewerten und die Möglichkeiten eines experimentellen Programms für dessen Validierung zu untersuchen.

Das Programm zur Validierung des Rechenprogramms für das Containment (COVA) ist praktisch abgeschlossen. Um eine bessere Übereinstimmung zwischen den Versuchen und den numerischen Ergebnissen zu erzielen, wurden Finite-Elemente-Re-

*) Der Ausschuß wurde vom Rat im April 1970 eingesetzt und beauftragt, „eine Koordinierung und eine möglichst weitgehende Zusammenarbeit zwischen den verschiedenen Programmen mit Hilfe der geeignetsten Verfahren zu prüfen und in die Wege zu leiten und jeden zweckdienlichen Vorschlag zu unterbreiten".

chenprogramme vorgeschrieben. Die Validierung des Rechenprogramms für Brennelemente (COVAS), die auf die Validierung struktureller Rechenprogramme für die dynamisch-plastische Analyse abzielt, wird fortgesetzt.

Untersuchungen über die Wärmeabfuhr nach einem Unfall werden durch reaktorexterne und reaktorinterne Versuche unterstützt. Reaktorexterne Versuche, die in der inzwischen fertiggestellten Anlage FARO durchgeführt werden sollen, zielen darauf ab, Wechselbeziehungen zwischen Brennstoff und Kühlmittel und PAHR-Phänomene unter Verwendung echter Reaktorwerkstoffe unter realistischen Unfallbedingungen zu untersuchen. Die reaktorinternen Versuche (bei SANDIA in den USA, im Reaktor Melusine in Grenoble und im Reaktor BR 2 in Mol) zielen darauf ab, die Kühlbarkeit von Fragmenten des Reaktorkerns nachzuweisen, die sich bei einem schweren hypothetischen Unfall bilden und in verschiedenen Teilen des Rektorbehälters absetzen können. Daneben wird auch ein umfassendes Programm zur Entwicklung und Überprüfung physikalischer Modelle und Rechenprogramme durchgeführt, die dazu verwendet werden, das Temperaturprofil in einem Fragmentbett und in Fragmentrückhaltevorrichtungen vorherzusagen.

Materialforschung

Forschungsarbeiten — vor allem über Rostfreistahl — werden in der GFS in mehreren Bereichen durchgeführt: Bruchmechanik, mit besonderer Betonung auf bestrahlten Materialien, Untersuchung des Rißwachstums bei Kriechbelastung bei austenitischem Stahl der Sorten AISI 304 und 316 bei typischen Betriebsbedingungen (Last, Temperatur, Kriechfähigkeit usw.), Untersuchungen über das dynamische Verhalten des Materials und Definition der entsprechenden konstitutiven Gesetzmäßigkeiten. Die zuletzt genannten Untersuchungen waren für das Programm COVA und COVAS von grundlegender Bedeutung. Schließlich sollen sie es ermöglichen, die Reaktion tatsächlicher Reaktorstrukturen unter verschiedenen Belastungsbedingungen (Temperatur, Spannungszustand) und verschiedenem Schadensausmaß (Schweißen, Kriechen, mechanische Ermüdung, Bestrahlung) zu verstehen. Eine große Versuchsanlage für hohe dynamische Belastungen wird zur Zeit in Ispra gebaut. Sie soll dazu verwendet werden, zu untersuchen, wie die für kleine Proben (bis zu 20 mm^2 Querschnitt) ermittelten Ergebnisse auf große Strukturen beschädigter Werkstoffe (bis 5 000 mm^2) übertragen werden können.

Die Koordinierungsarbeiten am Brüsseler Hauptsitz konzentrieren sich im wesentlichen auf folgende Sicherheitsbereiche:

— Mit Unterstützung der Arbeitsgruppe Sicherheit (SWG), einer Sachverständigengruppe des Koordinierungsausschusses Schnelle Reaktoren, wurden weitere Fortschritte bei der Ausarbeitung gemeinsamer Sicherheitskriterien und Leitlinien für Schnelle Reaktoren erzielt.

— Die Untergruppe WAC (Whole Core Accident Code) der SWG, die auch als Sachverständigengruppe im Rahmen des Beratenden Programmausschusses Sicherheit tätig ist, hat den Europäischen Unfall-Code initiiert und bei seiner Weiterentwicklung beratend zur Seite gestanden; sie hat ferner die Durchführung vergleichender Berechnungen europäischer und amerikanischer Codes für ausgewählte Reaktorkern-Störfälle (transiente Überleistung und Kühlmitteldurchsatzausfall) unterstützt. Die Untergruppe CONT (Containment Loading and Response) des SWG, die auch als Sachverständigengruppe im Rahmen des Beratenden Programmausschusses Sicherheit tätig ist, hat sich mit dem Verhalten des inneren Containments und der internen Strukturen während eines hypothetischen Kernzerstörungsunfalls befaßt; die Sachverständigen haben eine kritische Bewertung der Eignung der verfügbaren mathematischen Instrumente durchgeführt. Diese Untergruppe hat auch die laufenden Arbeiten zur Beurteilung der Folgen von Brennelement-Störfällen auf die benachbarten Strukturen aufmerksam verfolgt und sich in letzter Zeit mit Problemen des äußeren Containments im Hinblick auf eine realistische Einschätzung des Radioaktivitäts-Quellterms befaßt.

— Mit Unterstützung der Arbeitsgruppe WGCS (Codes and Standards), einer weiteren Sachverständigengruppe des Koordinierungsausschusses Schnelle Reaktoren, werden auch weiterhin stetige Fortschritte bei der schrittweisen Evaluierung der Unterschiede gemacht, die zwischen den Rechenprogrammen und Normen bestehen, die in der Gemeinschaft für die Auslegung, den Bau und die Qualitätskontrolle von Komponenten schneller Reaktoren sowie die Spezifikation von Werkstoffen verwendet werden. Die Gruppe hat Regeln, Rechenprogramme für die Auslegung, Werkstoffspezifikationen und Werkstoffdaten von Mitgliedstaaten und, wenn möglich, von Drittländern systematisch verglichen und bewertet. Sie hat ferner eine Erhebung über den derzeitigen Stand der zerstörungsfreien Verfahren für Wiederholungsprüfungen im LMFBR durchgeführt.

Abgrenzung und Ausarbeitung des Kostenteilungsprogramms

Die Kommission schlägt vor, Kostenteilungsaktionen auch in Zukunft als Mittel zur verstärkten Koordinierung der einzelstaatlichen Programme und zur Ergänzung der derzeit laufenden Aktivitäten der GFS zu verwenden.

Die Vorbereitung des LMFBR-Forschungsprogramms mit Kostenteilung für 1984 bis 1987 wurde Ende 1982 unter Mitwirkung der Arbeitsgruppe Sicherheit des Koordinierungsausschusses Schnelle Reaktoren in Angriff genommen. Bei der Auswahl der Themen ging man davon aus, daß das Pro-

gramm mit den Zielsetzungen der Entschließung des Rates vom 18. Februar 1980 betreffend schnelle Brüter übereinstimmen und vor allem einen Beitrag zur Ergänzung und zur Aufwertung der in den Mitgliedstaaten durchgeführten Forschungsarbeiten leisten und gegebenenfalls die vorhandenen Lücken schließen sollte.

Die obenerwähnte Entschließung des Rates unterstreicht die Bedeutung der Option der schnellen Brüter für die künftige Energieversorgung der Gemeinschaft, betont die Bedeutung der kontinuierlichen Bemühungen zur Entwicklung und Demonstrierung des Systems, bekräftigt die überragende Bedeutung der Sicherheit als Ziel der Entwicklungs- und Demonstrationsbemühungen und fordert die Gemeinschaft auf, die vorstehenden Ziele zu unterstützen.

Zusätzliche Kriterien für die Auswahl der Themen waren:

— Optimierung der Unterstützung von seiten der Gemeinschaft durch Auswahl einer begrenzten Zahl von wichtigen Bereichen, in denen die Gemeinschaft die Koordinierung und Zusammenarbeit zwischen den einzelstaatlichen Programmen am besten fördern kann,

— Ermittlung der gemeinsamen Interessen der Mitgliedstaaten unter Vermeidung auslegungsspezifischer Fragen,

— angemessene Betonung der Bereiche der Unfallverhütung, ohne jedoch die Bereiche der Unfallanalyse (auch schwerer Unfälle) und der Milderung des Unfallverlaufes zu vernachlässigen,

— Sicherstellung, daß keine Doppelarbeit mit den von der GFS behandelten Themenbereichen erfolgt und daß sich die direkte Aktion und die Kostenteilungsaktion gegenseitig ergänzen und verstärken.

Das vorgeschlagene Programm ist in sieben Programmabschnitte aufgeteilt:

1. Instrumentierung, Regel- und Schutzsysteme,
2. Analyse der Transienten (operationelle Sicherheit),
3. Integrität von Komponenten und Strukturen,
4. Sicherheitsaspekte der Natriumtechnologie,
5. Brennstoffverhalten und Phänomene nach einem Brennstoffversagen (reaktorinterne Versuche),
6. Transport von Spaltprodukten bei schweren Unfällen,
7. Bewegung und Wechselwirkung geschmolzener Materialien bei schweren Unfällen.

Die Programmabschnitte 1, 2 und 3 befassen sich im wesentlichen mit der Unfallverhütung. Die drei Abschnitte dieser Gruppe betonen:

— die Früherkennung von Fehlern und die Verhütung ihrer Weiterentwicklung zu Unfällen,

— die verbesserte Beschreibung operationeller thermohydraulischer Transienten im Hinblick auf eine bessere Abgrenzung der Betriebsmargen,

— die zuverlässige Auslegung von Strukturen, die für die Sicherheit wichtig sind, im Hinblick auf eine bessere Vorhersage der Lebensdauer und der Sicherheitsmargen von Komponenten.

Die Programmabschnitte 4 und 5 befassen sich mit Arbeiten, die darauf abzielen, spezifische Fragen der Analyse der Unfälle zu klären, die zwar potentiell schwer sind, aber nicht unbedingt zur Kategorie der Gesamtkernunfälle gehören. Ihre Ziele sind daher:

— die Prüfung der Sicherheitsaspekte von Natrium als Kühlmittel, um sich sowohl seine Eigenschaften als gutes Kühlmittel durch Verbesserung der Strömungsmodellierung, insbesondere unter Störfallbedingungen (Naturumlauf) zunutze zu machen als auch die Bewertung der Folgen zu verbessern, die mit der Handhabung großer Mengen Natriums verbunden sind, das bei Unfällen mit Luft, Wasser und Beton in Kontakt kommt,

— die Verbesserung der Kenntnisse über das transiente Brennstoffverhalten und die verschiedenen Arten des Brennstoffversagens sowie die reaktorinternen Phänomene nach einem Versagen, insbesondere im Hinblick auf die Überprüfung der Bedingungen, unter denen sich ein Brennelementstörfall auf die benachbarten Brennelemente ausbreiten könnte.

Die Programmabschnitte 6 und 7 befassen sich mit der Beschreibung der Folgen einer schweren Beschädigung des Reaktorkerns. Ihre Ziele sind:

— die Beschreibung der Verteilung radioaktiver Stoffe innerhalb des Containments nach schweren Unfällen, die Bewertung des Containments und die Generierung der Quellterme für Rechenprogramme, die dazu benützt werden, alle daraus resultierenden Schäden außerhalb des Standorts zu berechnen,

— die Beschreibung der Bewegung geschmolzener Materialien des Reaktorkerns und der Wechselwirkung nach schweren Schäden.

2.1 Instrumentierung, Regel- und Schutzsysteme
(siehe Punkt 1.B.2.1 des Aktionsprogramms)

Zielsetzungen

Das erste Ziel dieses Programmabschnitts ist die Verbesserung der Sicherheit durch Verhütung von Unfällen. Dies wird erreicht durch Verringerung der Häufigkeit und Strenge der Auflagen, die auf Reaktorstrukturen angewandt werden und durch Verbesserung der Fähigkeit des Reaktors, auf die Lastfolge und andere Transienten zu reagieren und sich zu erholen, ohne Sicherheits- und Materialschadensgrenzen zu überschreiten.

Die Konstrukteure der LMFBR-Regel- und Schutzsysteme werden mit Raum- und Komplexitätsproblemen konfrontiert: Raumprobleme, weil der Reaktorkern im Vergleich zu der Zahl der Instrumente, die zur Erreichung sowohl der Sicherheits- als auch der Verfügbarkeitsziele im LMFBR-Bereich erforderlich sind, klein ist, Komplexitätsproblemen, weil Kombinationen von Messungen verschiedener Variablen erwünscht sind, um ein optimales Gleichgewicht zwischen den einander widersprechenden Risiken des Ausfalls der Schnellabschaltung und des Auslösens einer unnötigen Aktion zu finden.

Die Verfügbarkeit kleiner, relativ einfacher und kostengünstiger programmierbarer logischer Elemente bietet die Möglichkeit, eine enorm verbesserte, flexible Signalverarbeitungs-, Auswertungs- und Korrelationskapazität sowie eine hohe Zuverlässigkeit und Verfügbarkeit bei niedrigen Kosten zu erreichen und zugleich einige der mit der Überalterung von Komponenten zusammenhängenden Probleme wie z. B. die Verfügbarkeit von Ersatzteilen zu überwinden.

Wenn die Mikroelektronik jedoch optimal genutzt werden soll, genügt es nicht, einfach festverdrahtete logische Elemente durch Mikrocomputer zu ersetzen; das gesamte Konzept der Auslegung des Regel- und Schutzsystems sowie der Genehmigungserfordernisse muß überprüft werden.

Zum zweiten haben computergestützte Systeme ihre eigenen spezifischen Probleme, als dessen wichtigstes in der Regel die Spezifikation und Zuverlässigkeit der Software angesehen wird; andere Probleme betreffen Werkstoffe, die bei nuklearen Anwendungen nur selten verwendet werden und neue Verfahren der Signalübertragung.

Die gebotenen Möglichkeiten wurden für die Kommission aufgenommen und der Arbeitsgruppe Sicherheit Schneller Reaktoren 1980 vorgelegt. Inzwischen wurden vier Untersuchungen durchgeführt, um das Interesse und die Möglichkeiten zu bestätigen, Programmthemen festzulegen und Verbindungen zwischen Sachverständigen der Elektronik- und Nuklearindustrie und anderen Benutzern hochzuverlässiger Computer herzustellen. Eine fünfte Untersuchung zeigte, daß Möglichkeiten zur Anwendung von Verfahren der künstlichen Intelligenz bei der Auslegung von Beschlußfassungs- und Diagnosesystemen und der Modellierung des Verhaltens der Reaktorfahrer zu erwarten sind. Die beiden zuletzt genannten Programmpunkte sind nunmehr Teil der Aktivität „Menschliche Faktoren und Wechselbeziehungen Mensch — Maschine" des LWR-Sicherheitsprogramms, die im Hinblick auf die Ergänzung der nachstehend beschriebenen Aktivitäten ausgestaltet wurde.

Das Programm ist in Aufgaben unterteilt, die die Verbesserung von Meßfühlern, die Signalverarbeitung und den Systementwurf betreffen. Der Nachdruck wird auf der Validierung und Weiterentwicklung von Anwendungen der Informatik auf dem Gebiet der nuklearen Sicherheit liegen.

Verbesserung von Meßfühlern

Entwicklung verbesserter Meßfühler zur Messung von Temperatur, Strömung, Verunreinigungspegel, Neutronenfluß, Strahlung, Schall, Verlagerung usw.

Angestrebt werden die nachstehenden spezifischen Verbesserungen:

— bei Thermoelementen und Strömungsmeßfühlern eine längere Lebensdauer zur Verringerung der Zahl der Ersatzteile, die erforderlich sind, um eine angemessene Redundanz zwischen den Zugangszeiten und der positiven Ausfallanzeige zur Angabe der tatsächlichen Redundanz zu garantieren; für die Instrumentierung im Reaktorbehälter eine einfachere Handhabung durch Verringerung der Zahl der elektrischen Leitungen, die durch den Reaktordeckel und den Bereich zwischen dem Oberteil des Reaktorkerns und dem Deckel führen, sowie eine Verbesserung der Diskriminierung gegen Umwelteinflüsse;

— bei Meßfühlern, die für die Überwachung von Unfällen, Instandsetzungsmaßnahmen und die Schadensbeurteilung eingesetzt werden, einen breiten Meßbereich, Resistenz gegen eine feindliche Umgebung und anerkannte Qualifikationsverfahren.

Computergestützte Signalverarbeitungstechniken und Anwendungen

Entwicklung von Signalverarbeitungstechniken für Überwachungs-, Inspektions-, Regel- und Schutzsysteme durch Anwendung der außerhalb der Nuklearindustrie entwickelten Informatik und Technologie auf LMFBR-Probleme und die Validierung der Anwendung in einem LMFBR-Rahmen. Angestrebt werden Ergebnisse in einer Qualität, die einen hohen Grad von Automatisierung bei der Verwendung dieser Signale ermöglichen und den Reaktorfahrer von der Notwendigkeit entbinden würden, große Datenvolumen zu untersuchen.

Systementwurf

Entwicklung von Systementwurfskonzepten, die den allgemeinen Trend zu verteilter Steuerung, komplizierteren Steuerungsstrukturen und zunehmenden Überwachungsebenen widerspiegeln und den Anforderungen einer nachweisbaren Zuverlässigkeit, Sicherheit, Betriebsgeschwindigkeit und verbesserten Anlagenverfügbarkeit gerecht werden.

Aktivitäten

2.1.1 Verbesserung von Meßfühlern

Für die Kerninstrumentierung werden vier Konzepte für angemessen gehalten, die auf eine verbesserte Sicherheit und Zuverlässigkeit sowie eine einfachere Handhabung und Lokalisierung abzielen:

— Entwicklung von Meßfühlern, die neue oder verschiedene Meßprinzipien verwenden: neue Strömungs-, Temperatur- und Druckmeßfühler,

— weitere Verbesserung der Diskriminierung gegen Strahlung bei Neutronenfluß-Meßfühlern, Verbesserungen der dünnen Thermoelementumhüllungen, Dehnungsmeßstreifen oder akustische Meßwertaufnehmer von Natrium,

— Zusammenfassung von Instrumenten in einer einzigen, leicht zu handhabenden Sonde,

— Untersuchung des Einsatzes magnetischer, Ultraschall- oder sonstiger drahtloser Mittel für die Informationsübertragung von einem Primärmeßfühler, der ggf. in einem Brennelement oder an einem unzugänglichen Punkt untergebracht ist, an einen besser plazierten Empfänger.

2.1.2 Computergestützte Signalverarbeitungstechniken und Anwendungen

Angestrebt wird die Übermittlung zusätzlicher Informationen von vorhandenen Meßfühlern. In der Regel wird der Nachdruck auf die Anwendung von Techniken wie der Mustererkennung und der adaptiven Steuerung gelegt werden, um ihren Wert für LMFBR nachzuweisen:

— Analyse des thermischen und akustischen Rauschens, beispielsweise von siedenden oder losen Teilen,

— Verbesserung der Diskriminierung zwischen Fehlern und künstlichen Signalen bei akustischen und Wirbelstromprüfungen,

— Automatisierung der Lokalisierung von Brennelementschäden unter Verwendung von Detektoren für verzögerte Neutronen und sonstiger verfügbarer Informationen,

— Reaktivitätsbilanz und Überwachung des Bestandes der Brennelemente.

Das Programm umfaßt Forschungs-, Entwicklungs- und Demonstrationsarbeiten bis zum Prototypstadium.

Die Erfahrungen, die in bereits bestehenden Versuchsanlagen gemacht wurden, werden berücksichtigt.

2.1.3 Systementwurf

— Lokale Netze

Die Verwendung lokaler Netze ermöglicht erhebliche Einsparungen bei der Verkabelung und beim Raumbedarf, eine hohe Kapazität und die Möglichkeit, Signale für Korrelationen sehr flexibel auszuwählen.

Vorgeschlagen wird das nachstehende schrittweise Vorgehen, das bis zur Demonstration eines Versuchssystems führt, diese aber nicht einschließt.

— Untersuchung von Kompromissen auf dem Gebiet der Zuverlässigkeit von Netzen; Fehlertoleranz aufgrund der Redundanz, Fehlerdiagnose und automatische Rekonfiguration; ausfallsichere Systeme; Zugangsverzögerungen und Dauer der Übermittlung von Nachrichten: Wartungsfreundlichkeit, Raumbedarf und Kosten.

— Bewertung, welche Signale angesichts des Ausmaßes der Primärverarbeitung in das Netz eingespeist werden sollten und Notwendigkeit einer Kreuzkorrelation,

— Bewertung der Grenzen des Einsatzes von optischen Fasern aufgrund der Umgebungsbedingungen,

— Bau eines experimentellen Dreiknotennetzes zur Bewertung der Leistungskennwerte mit Hilfe bestehender Kommunikationsprüfanlagen.

— Integriertes mikroprozessorgestütztes Überwachungs- und Steuerungssystem.

Vor der detaillierten Spezifikation und dem Bau eines experimentellen integrierten Kernüberwachungssystems werden eine Reihe von Vergleichs- und Optimierungsprüfungen zur Bewertung der relativen Leistungskennwerte der verschiedenen Techniken durchgeführt, die für den Einsatz eines integrierten Systems und zur Rechtfertigung ihrer Einbeziehung vorgeschlagen werden. Zu diesem Zweck muß man sich darauf einigen, eine Reihe von Versuchsdaten vorzulegen, die die Entwicklung eines Brennelementschadens simulieren.

Das experimentelle integrierte Kernüberwachungssystem wird Ergebnisse aller Aktivitäten sowie die vorstehend beschriebenen Arbeiten für die Übertragung von Informationen verwenden. Es wird ein für einen schnellen Reaktor passendes Ausgabegenerierungs- und -anzeigesystem umfassen. Zur Prüfung des Systems werden simulierte Prüfsignale und aufgezeichnete Daten echter Reaktoren verwendet. Es sollte möglich sein, Vorkehrungen zu treffen, um das System mit den Signalen eines Reaktors zu speisen.

Beitrag der Gemeinschaft

3,0 Mio. ECU

2.2 Analyse der Anlagentransienten (operationelle Sicherheit)

(siehe Punkt 1.B.2.3 des Aktionsprogramms)

Zielsetzungen

Die genaue Kenntnis der Parameter, die bei transienten Phänomenen und ihren Variationen während des Transienten mitspielen, ist eine wichtige Voraussetzung sowohl für die Untersuchung des Potentials des Transienten, in einen Zwischenfall auszuarten, als auch für die Bewertung der Auswirkungen des Transienten auf die betroffenen Strukturen: so dient beispielsweise eine genaue Bewertung der Temperaturveränderung in einem bestimmten Teil der Anlage dazu, die richtige Eingabe für die Bewertung der Auswirkungen dieses Parameters auf die strukturelle Integrität der betroffenen Komponenten ausfindig zu machen.

Im Rahmen der begrenzten Mittel, die für dieses Projekt vorgesehen werden, kann nur ein begrenzter Teil des Themas untersucht werden, das in Anbetracht der Komplexität der Anlage und der Rückkopplung, die jeder Teil der Anlage — einschließlich des Steuerungssystems — auf die anderen ausübt, potentiell sehr weit gespannt ist.

Das Hauptziel ist daher die Prüfung der transienten Thermohydraulik einiger Schlüsselkomponenten, z. B. großer Behälter, Rohrleitungen und Wärmeaustauscher. Für diese werden die Temperatur- und Geschwindigkeitsverteilung bei operationellen Transienten (z. B. Anfahren, Abschalten und Lastveränderungen) zur Zeit unter Zugrundelegung von Hypothesen berechnet, die dazu tendieren, diese Strukturen mit unnötig hohen Wärmelasten zu befrachten. Es ist daher notwendig, die bestehenden Rechenprogramme zu verbessern und unter Berücksichtigung von Versuchsergebnissen zu validieren.

Daneben werden auch Verbesserungen vorhandener modularer Rechenprogramme angestrebt, die in der Lage sind, das Verhalten natriumgekühlter Reaktoranlagen des Pool- oder Looptyps nach thermohydraulischen und Leistungsstörungen zu simulieren; dies gilt insbesondere für diejenigen Module, die den vorstehend erwähnten Schlüsselkomponenten entsprechen.

Aktivitäten

Thermohydraulische Phänomene in großen Behältern, Rohrleitungen und Wärmeaustauschern:

— Verbesserung und Entwicklung existierender Rechenprogramme für die Mischung und Schichtenbildung in großen Sammelräumen, Rohrleitungen und Sammlern sowie Validierung dieser Rechenprogramme,

— Einsetzung von Sammelraummodellen in Anlagen dynamischer Rechenprogramme,

— theoretische und experimentelle Untersuchungen im Zusammenhang mit Wärmespannungsproblemen an Werkstoffoberflächen (striping problems),

— Verbesserung der bestehenden modularen Rechenprogramme für die Analyse transienter Phänomene.

Beitrag der Gemeinschaft

1,7 Mio. ECU

2.3 Integrität von Komponenten und Strukturen (siehe Punkt 1.B.2.2 des Aktionsprogramms)

Zielsetzungen

Die strukturelle Integrität ist unter normalen und Störfallbedingungen ein wichtiges Element der Reaktorsicherheit. Sie muß für hinreichend lange Zeiträume unter normalen Bedingungen und eindeutig festgelegten Störfallbedingungen gewährleistet werden.

Bei den in diesem Vorschlag in Betracht gezogenen Komponenten und Strukturen flüssigmetallgekühlter schneller Brüter handelt es sich um diejenigen, die mit dem Flüssigmetall, seinen Dämpfen oder dem Schutzgas in Berührung kommen oder in Berührung kommen können.

Die Kombination eines sehr niedrigen Betriebsdrucks und einer hohen thermischen Leitfähigkeit des Kühlmittels führt bei schnellen Reaktoren häufig dazu, daß dünnwandige und relativ flexible Strukturen und Komponenten verwendet werden; darüber hinaus wird austenitischer Stahl sehr viel häufiger als in Leichtwasserreaktoren eingesetzt und auch die Betriebstemperaturen sind höher als in Leichtwasserreaktoren. Die Auslegung und die Berechnungscodes sowie die zerstörungsfreien Inspektionsmethoden müssen daher Phänomene und Materialeigenschaften berücksichtigen, für die im Zusammenhang mit der Auslegung, dem Bau und dem Betrieb von Komponenten für Leichtwasserreaktoren nicht unbedingt ausreichende oder einschlägige Erfahrungen vorliegen.

Obwohl sich ein großer Teil der Forschungsarbeiten mit Werkstoff- und Strukturaspekten der LMFBR befaßte, müssen eine Reihe von Gebieten auch weiterhin aufmerksam verfolgt werden.

Die Arbeitsgruppe Codes und Normen des Koordinierungsausschusses Schnelle Reaktoren hat Regeln, Rechenprogramme für die Auslegung, Rechenprogramme, Werkstoffspezifikationen und Werkstoffdaten von Mitgliedstaaten und, wenn möglich, auch von Drittländern systematisch verglichen und bewertet. Sie hat ferner eine Erhebung über den derzeitigen Entwicklungsstand zerstörungsfreier Prüfmethoden für Wiederholungsprüfungen in flüssigmetallgekühlten schnellen Brutreaktoren innerhalb der Gemeinschaft durchgeführt. Die Arbeitsgruppe hat hinreichende Fortschritte gemacht, um die Identifizierung von Versuchsprogrammen zu ermöglichen, die zweckmäßigerweise im Rahmen von Kostenteilungsaktionen durchgeführt werden könnten.

Die Sachverständigengruppe CONT (Containment Loading and Response) der Arbeitsgruppe Sicherheit Schneller Reaktoren hat die laufenden Aktivitäten auf dem Gebiet des dynamischen Materialverhaltens und strukturelle Rechenprogramme im Zusammenhang mit schweren Unfällen geprüft.

Es muß betont werden, daß alle in diesem Programmabschnitt vorgeschlagenen Aktivitäten Prüfungen an Großproben und/oder Modellstrukturen erfordern, die nur in den in den Mitgliedstaaten vorhandenen spezialisierten großen Versuchsanlagen durchgeführt werden können.

Die vorgeschlagenen Forschungsarbeiten stellen eine bedeutende Erweiterung des mit Mitteln der Kommission finanzierten direkten Forschungsprogramms der GFS dar, das sich vor allem mit Kriechphänomenen, Wechselbeziehungen zwischen

Kriech- und Ermüdungsvorgängen, der Bruchmechanik, dynamischem Werkstoffverhalten und Strukturanalysen befaßt. Es ist vorgesehen, daß sich die Fachleute der GFS eng an der Zusammenarbeit mit den einzelstaatlichen Laboratorien beteiligen, die an diesem Programm mitwirken.

Die Zielsetzungen und die Begründung der für das Kostenteilungsprogramm 1984 bis 1987 vorgeschlagenen Aktivitäten folgen.

Materialeigenschaften, Strukturanalyse und Validierung von Codes

— Konstitutive Modellierung im Bereich der unelastischen Verformungen

Die Auslegung schneller Reaktoren macht eine große Zahl unelastischer Analysen erforderlich, um das Verhalten von Strukturen vorherzusagen, die eine komplexe Form aufweisen und bei hoher Temperatur und großen zyklischen Wechselbeanspruchungen betrieben werden.

Grundlagen der Methode zur Analyse unelastischer Verformungen sind mathematische Beschreibungen des Materialverhaltens (konstitutive Gleichungen) und ihr Anwendungsverfahren. Obwohl konstitutive Gleichungen häufig untersucht wurden, sind sie infolge der beträchtlichen Komplexität, die das Materialverhalten bei hohen Temperaturen auszeichnet, im Hinblick auf die Auslegungspraxis noch nicht vollständig überprüft worden.

— Vorhersage der Betriebslebensdauer

Das Verhalten von Komponenten bei hohen Temperaturen wird in erheblichem Maße durch die Betriebsgeschichte und die ursprüngliche Verteilung der Spannung beeinflußt. Die Auslegung erfordert kostspielige Berechnungsverfahren, und die erzielten Ergebnisse hängen stark von den verwendeten Werkstoffdaten ab. Es ist außerordentlich wichtig, eine genaue Kenntnis der Modalitäten zu erlangen, mit denen die Restlebensdauer von Komponenten durch ein angemessenes Programm zur Prüfung der Materialien in bestimmten Abständen und entsprechenden Berechnungen vorausgesagt werden kann. Dieses Verfahren wird bei der korrekten Bewertung der Sicherheitsmargen von Komponenten während ihres Betriebs behilflich sein. Die Bedeutung der Ergebnisse dieser Prüfungen für Proben oder Komponenten (Struktur, mechanische Eigenschaften, Rißbildung, Beanspruchung, zerstörungsfreie Prüfung) im Rahmen eines strengen Programms zur Überwachung der Lebensdauer wurde bisher kaum überprüft; die Wechselbeziehungen zwischen diesen Ergebnissen und den Berechnungsverfahren müssen festgestellt und validiert werden. Dies gilt insbesondere für Schweißteile.

— Dynamische Analyse (nur für diesen Abschnitt siehe Punkt 1.B.2.5)

Bei internen oder externen Ereignissen wie Havarien von Dampferzeugern, Kernunfällen, Erschütterungen durch Erdbeben usw. können die Reaktorkomponenten — insbesondere der Reaktorbehälter, die Rohrleitungssysteme und die Trägerstruktur — schweren mechanischen Belastungen ausgesetzt werden. Obwohl fortgeschrittene Rechenprogramme bereits jetzt verfügbar sind, bedarf es weiterer Bemühungen, um die Beschreibung spezifischer Aspekte zu verbessern.

Ausbreitung von Strukturschäden

Der Rißausbreitung bei hohen Temperaturen wurde im Vergleich zu den umfassenden Arbeiten, die sich mit den Strukturphänomenen unterhalb des Kriechbereichs befassen, verhältnismäßig wenig Aufmerksamkeit geschenkt.

Bei LMFBR-Komponenten, die bei hohen Temperaturen arbeiten, stellt das Wachstum von Rissen über einen Kriechmechanismus oder — wenn die Komponente einer starken zyklischen Wechselbeanspruchung unterliegt — durch kombinierte Kriech- und Ermüdungsmechanismen, ein wichtiges Phänomen dar, das bei einer sicheren Auslegung des Reaktors in Betracht gezogen werden muß.

Obwohl es wichtig ist, Rißausbreitungsdaten für die in den Komponenten verwendeten Werkstoffe durch Laborversuche festzustellen, ist dieses Verfahren für sich alleine genommen bei weitem nicht ausreichend. Die Beurteilung der Integrität der Komponenten erfordert, daß diese Daten auf eine Struktur mit einer komplexeren Form angewandt werden, bei der sich der Spannungsmechanismus erheblich von dem unterscheidet, der in Laborversuchen beobachtet wurde.

Aktivitäten

2.3.1 Materialeigenschaften, Strukturanalyse und Validierung von Rechenprogrammen

— Konstitutive Modellierung im Bereich der unelastischen Verformungen

  — Verbesserung der bisher erarbeiteten konstitutiven Gleichungen und Anwendung auf die Analyse von Reaktorstrukturen unter Berücksichtigung der wichtigsten Materialeigenschaften und ihrer Entwicklung in bezug auf Dauer, Temperatur, Belastung und Strahlung.

  — Validierung des entwickelten Analyseverfahrens durch Versuche über Formen, Werkstoffe (einschl. Schweißteilen) unter Anwendung von Lastkombinationen, die für echte Betriebsbedingungen schneller Reaktoren repräsentativ sind.

Diese Aktivität wird in Zusammenarbeit mit der GFS durchgeführt, bei der Arbeiten zur Entwicklung konstitutiver Gleichungen (insbesondere für beschädigte Werkstoffe) laufen.

— Vorhersage der Betriebslebensdauer

Es wird vorgeschlagen, als Referenzfälle beispielsweise eine Komponente des Primär- oder

Sekundärkreislaufs aus Rostfreistahl (z. B. ein hochbeanspruchtes Kniestück) und eine für den Einsatz in Dampferzeugern bestimmte Komponente aus ferritischem Material (z. B. Rohrabschnitte) zu verwenden.

Für beide Fälle würden die nachstehenden Programme durchgeführt:

— Zeitstandversuch von Grund- und Schweißwerkstoffen nach langfristiger Wärmebelastung und Dauerprüfung bei Betriebstemperaturen.

Diese Prüfungen sind sowohl für eine Komponente mit einer repräsentativen Geometrie und Größe als auch für die entsprechenden Proben eines typischen Programms zur Überwachung der Betriebslebensdauer durchzuführen;

— Ermittlung der Restfestigkeitseigenschaften nach Ermüdung, Kriechen oder Wärmebelastung;

— Bewertung der Betriebslebensdauer von Komponenten durch Vergleich der theoretischen Werte und der aus den Ergebnissen der vorstehenden Versuche abgeleiteten experimentellen Werte.

— Dynamische Analyse (nur für diesen Abschnitt siehe Punkt 1.B.2.5)

— Entwicklung und Verbesserung von Rechenprogrammen für die Auslegung großer, dünnwandiger Behälter und Rohrsysteme für dynamische Belastungen (insbesondere im Hinblick auf die Wechselbeziehungen Fluid/Strukturen und Beulungsprobleme);

— Validierung der vorstehenden Rechenprogramme mit Hilfe von Versuchen, vor allem um die Folgen dynamischer Beanspruchungen auf repräsentative Strukturen und die Grenzen ihrer Belastungsfähigkeit zu ermitteln.

In den vergangenen Jahren hat die Entwicklung von Rechenprogrammen zur Bewertung des Strukturverhaltens bei dynamischer Belastung — auch für den Fall, in dem eine Wechselbeziehung zwischen Fluid und Struktur in Betracht gezogen werden muß — ein fortgeschrittenes Entwicklungsstadium erreicht. Dennoch müssen die Weiterentwicklung von Codes und Validierungsversuche an maßstäblichen Modellen fortgesetzt werden, damit die Modellierung spezifischer Aspekte — z. B. die Belastung des Reaktordeckels nach einem HCDA (hypothetischem Kernzerstörungsunfall) die Modellierung behälterinterner Strukturen und die Beschreibung von Beulungsphänomenen verbessert werden können.

Die GFS hat mit Hilfe des Programms COVA und im Rahmen mehrerer internationaler Kooperationsvereinbarungen einschlägige Kompetenzen auf diesem Gebiet erworben. Für die anderen Bereiche wird die GFS eine zentrale Rolle bei der Ausrichtung von Forschungsarbeiten spielen, um die Komplementarität der Bemühungen zu gewährleisten.

2.3.2 Ausbreitung von Strukturschäden

— Einfluß von Eigen- und Wärmespannungen bei der Bildung und Fortpflanzung von Ermüdungsrissen unter elastoplastischen Bedingungen

— Untersuchung der Ursachen für die Auslösung von Rissen (z. B. Schweißnähte, Plattierungen usw.) und ihre Einstufung nach der Reihenfolge ihrer Bedeutung;

— Untersuchung und Versuche über die Dauerfestigkeit der Komponente oder der Struktur;

— Ermüdungsrißwachstum

— Untersuchung und Versuche über die Rißfortpflanzung durch Wände von Rohren aus austenitischem Stahl unter realistischen Lastbedingungen. Bewertung von Leckagen aufgrund der Risse und ihre Bedeutung für die strukturelle Integrität der Rohre (Leck-vor-Bruch-Kriterium);

— Prüfungen von Großproben und Modellstrukturen, die repräsentativ für große, geschweißte Reaktorstrukturen sind und für einen Reaktor charakteristische Lastabläufe durchlaufen haben, z. B.:

— zweiachsige Belastung, kombinierte Membran- und zweiachsige Belastung, kombinierte primäre (mechanische) und sekundäre (Wärme-, Rest-) Spannung, zyklische Wechselbeanspruchung.

Beitrag der Gemeinschaft

7,7 Mio. ECU

2.4 Sicherheitsaspekte der Natriumtechnologie (siehe Punkte 1.B.2.3 und 1.B.2.6 des Aktionsprogramms)

Zielsetzungen

Ziel dieses Programmabschnitts ist die Prüfung der Sicherheitsaspekte von Natrium als Kühlmittel, um sowohl seine Eigenschaften als gutes Kühlmittel durch Verbesserung der Strömungsmodellierung, vor allem bei Störfallbedingungen, optimal zu nutzen als auch die Beurteilung der Folgen zu verbessern, die mit der Handhabung großer Mengen von Natrium verbunden sind, das bei einem Unfall in Berührung mit Luft, Wasser und Beton kommen könnte.

Modellierung der Natriumströmung (Punkt 1.B.2.3)

Die zwischen 1978 und 1980 im Prototyp-LMFBR durchgeführten Versuche konzentrieren sich auf die Wärmeabfuhr durch Naturumlauf und haben zu einem internationalen Gedankenaustausch über die Grenzen seiner Nutzung geführt. Eine Verbreiterung dieser bedeutenden Sicherheitsmarge wird durch Verbesserung der Strömungsmodellierung — vor allem in großen Sammlern und einem blockierten Brennelement — für möglich gehalten. Das Sie-

den in einem Brennelement kann die Einleitung des Naturumlaufs erheblich begünstigen. Eine experimentelle Überprüfung neuer Strömungsmodelle ist erforderlich.

Angestrebt wird ein gültiges Rechenprogramm, das für die sichere Auslegung von LMFBR-Kühlsystemen verwendet werden kann.

Es wird erwartet, daß die Gemeinsame Forschungsstelle ihre Arbeiten über das Sieden in Brennelementen unter Bedingungen fortsetzt, die für Vollast- und Nachwärmebedingungen repräsentativ sind.

Reaktionen von Natrium mit Luft, Wasser und Beton (Punkt 1.B.2.6)

Die Bewertung der mit der großmaßstäblichen Handhabung von Natrium verbundenen Gefahren macht es erforderlich, daß die Folgen des Kontakts von Natrium, das unfallbedingt in Berührung mit Luft, Wasser und Beton kommt, bei sehr unterschiedlichen Betriebsbedingungen verstanden werden.

Obwohl Natriumbrände schon seit einiger Zeit untersucht worden sind, liegt noch kein generelles Rechenprogramm vor, das in der Lage ist, Sprüh- und Lachenbrände in Behältern unterschiedlicher Größe ohne übertriebenen Konservatismus zu beschreiben. Das vorbereitete Versuchsprogramm zielt auf eine allgemeine Beschreibung des Schadenspotentials eines Brandes ab, der durch Natrium verursacht wird, das in einen mit Luft befüllten Raum als Spray oder Strahl eindringt. Folgende Parameter müssen berücksichtigt werden: Umgebungstemperatur, Druck, Zusammensetzung, Geometrie des Behälters und Grad der Ausbreitung des Natriumstrahls oder -sprays.

Bei den zu untersuchenden Natrium-Wasser-Reaktionen muß vor allem festgestellt werden, was geschieht, wenn Natrium in einem umschlossenen und mit Luft befüllten Raum wie den Raum, der die Dampferzeugungsanlage eines LMFBR umschließt, in einen Wassertank eindringt. Benötigt werden Informationen über Wasserstoff-Sauerstoff- und Explosionsgrenzen und Wirkungen in stark mit Natriumoxid- (oder Natriumhydroxid-)Teilchen belasteten Gasgemischen; die Wirkung des durch die Reaktionsprodukte erzeugten Drucks auf die Geschwindigkeit der Natrium-Wasser-Reaktion und den Wasserstoffraten sowie auf die Auswirkungen der globalen Variationen der Natrium/Wasser-Verhältnisse der Geometrie des Pools, der Konfiguration der Reaktionszone und des Mischungsmodells.

Das gewünschte Ergebnis ist ein Rechenprogramm, das in der Lage ist, dieses äußerst komplexe Szenario gut genug zu beschreiben, um die Gefahr von Strukturschäden und die Freisetzung von Natrium zu bewerten.

Das Ziel der Aktivität im Zusammenhang mit Natrium-Beton-Reaktionen besteht darin, die Durchdringung von Strukturen vorherzusagen. Nackter Beton und Beton, der mit einer schadhaften Stahlhülle überzogen ist, wird experimentell untersucht und in Abhängigkeit vom Wassergehalt des Betons, der Stahlhülle von der Temperatur des Betons und vom Druck modellmäßig erfaßt.

Die unter dieser Überschrift beschriebenen Arbeiten befassen sich nur mit Natrium und nicht mit Natrium-Brennstoffgemischen. Das Verhalten der bei einem Natriumbrand entstehenden Aerosole wird wegen deren Bedeutung als Träger der Radioaktivität in dem Programmabschnitt beschrieben, der sich mit dem Transport von Spaltprodukten befaßt.

Aktivitäten

2.4.1 Modellierung der Natriumströmung (Punkt 1.B.2.3)

— Verbesserung der modellmäßigen Darstellung des Naturumlaufs und des Natriumsiedens bei abgeschaltetem Reaktor. Besondere Aufmerksamkeit wird der Beschreibung des Wärmepfades zwischen Kern und Wärmetauscher, dem Temperaturprofil im oberen Sammelraum und der Leistung der externen Wärmesenke sowie des Zwischenwärmeaustauschers geschenkt;

— Validierung der vorstehend beschriebenen Modelle;

— Validierung von Rechenprogrammen, die die Kühlung normaler, beschädigter und blockierter Brennelemente unter folgenden Bedingungen

  — reduzierter Zwangsumlauf,

  — Naturumlauf

  im abgeschalteten Zustand beschreiben.

  Diese Aktivität muß im Prinzip eng mit den Arbeiten der GFS über das Natriumsieden koordiniert werden.

2.4.2 Reaktion von Natrium mit Luft, Wasser und Beton (Punkt 1.B.2.6)

— Experimentelle Untersuchung und Modellierung von Natriumbränden, die durch Natriumsprays oder -strahlen verursacht werden;

— experimentelle Untersuchung von Natrium-Wasser-Luft-Reaktionen in einem geschlossenen Raum, einschließlich einer Untersuchung der Explosionsgrenzen des Gemisches Wasserstoff-Sauerstoff bei Vorhandensein eines dichten Gemisches von Dampf und „Natrium"-Aerosolen;

— Entwicklung eines globalen eindimensionalen Modells;

— experimentelle Untersuchung und Modellierung einer Natriumreaktion mit nacktem Beton und Beton, der mit einer schadhaften Stahlhülle überzogen ist.

Beitrag der Gemeinschaft

3,8 Mio. ECU

2.5 Reaktorinterne Versuche zur Untersuchung des transienten Brennstoffverhaltens und Phänomene nach einem Unfall

(siehe Punkte 1.B.2.3 und 1.B.2.4 des Aktionsprogramms)

Zielsetzungen

Transientes Brennstoffverhalten

Die Kenntnis des transienten Brennstoffverhaltens ist von entscheidender Bedeutung für die Ermittlung des Brennstoffversagens und die anschließende Entwicklung des Unfalls. Während es eine Reihe von Rechenprogrammen gibt, die das Brennstoffverhalten unter normalen Betriebsbedingungen im einzelnen beschreiben, haben Rechenprogramme, die sich mit dem transienten Verhalten von Brennstoffen befassen, noch nicht den gleichen Grad an technischer Perfektion erreicht. Dies ist im wesentlichen darauf zurückzuführen, daß das Brennstoffverhalten vor dem Versagen für die Analyse hypothetischer Kernzerstörungsunfälle, auf die sich die Hauptanstrengungen lange Zeit konzentrierten, von geringerer Bedeutung ist. Da der Nachdruck nun mehr und mehr auf eine realistischere Bewertung der Unfälle gelegt wird, schenkt man den Phänomenen, die einem Unfall vorausgehen, mehr und mehr Aufmerksamkeit.

Die Rechenprogramme für das transiente Verhalten von Brennstoffen sind bisher in der Regel durch die Ergebnisse von Versuchen validiert worden, die in gepulsten Reaktoren wie CABRI oder TREAT durchgeführt wurden. Die meisten dieser Versuche simulieren verhältnismäßig schnelle Transienten, die Unfällen des Typs Kühlmitteldurchsatzausfall oder Überleistung entsprechen und zu einem Brennstabversagen führen. Für langsamere Transienten sind weitere experimentelle Daten erforderlich. Es wird vorgeschlagen, langsame Überleistungstransienten im Reaktor HFR in Petten durchzuführen, in dem bereits ähnliche Versuche über Kühlmitteldurchsatzausfälle durchgeführt worden waren. Der HFR eignet sich besonders gut für Einzelstabtransienten mit Verdoppelungszeiten der Leistung von 1 auf 10 Sekunden. Der Reaktor bietet die Möglichkeit, Brennstäbe über einen bestimmten Zeitraum bei Nennleistung vorzubestrahlen, bevor die Transiente eingeleitet wird.

Der für die Versuche erforderliche Kreislauf ist bereits vorhanden. Das ECN Petten besitzt auch Anlagen, die für Nachbestrahlungsuntersuchungen benötigt werden, die für diese Art von Versuchen erforderlich sind.

Die Sachverständigengruppe WAC (Whole Core Accident Code) der Arbeitsgruppe Sicherheit Schneller Reaktoren (SWG) hat stets darauf hingewiesen, daß eine verbesserte Modellierung der Brennelemente erforderlich ist. Die Gruppe WAC empfahl ferner, eines der vorhandenen Rechenprogramme über das Brennstoffverhalten weiterzuentwickeln und es letzten Endes in den zur Zeit in ISPRA entwickelten Europäischen Unfall-Code einzubeziehen.

Erste Kontakte zwischen den Mitgliedstaaten haben gezeigt, daß die im HFR vorgesehenen Versuche allgemeines Interesse finden. Der Gedankenaustausch in der Arbeitsgruppe Sicherheit Schneller Reaktoren hat zu den gleichen Schlußfolgerungen geführt.

Phänomene nach einem Brennstoffversagen

Vorgesehen sind zwei Arten von reaktorinternen Versuchen, die sich auf den Verlust einer Wärmesenke bei Nachwärmeleistung und auf einen lokalen Brennelementstörfall beziehen. Das wichtigste Ziel dieser Versuche ist die Untersuchung von Verlagerungsphänomenen von Materialien sowie des Kühlungspotentials der Fragmente vor Ort.

a) Verlust der Wärmesenke

Neuere Risikostudien haben gezeigt, daß der Verlust der Wärmesenke nach dem Abschalten des Reaktors nicht vollständig ausgeschlossen werden kann. Es sind Situationen, wie z. B. die sichere Abschaltung nach einem Erdbeben vorstellbar, bei denen die Wahrscheinlichkeit eines Verlusts der Wärmesenke bei 10^{-7}/a liegt. Es wird ein Versuch vorgeschlagen, um das Kernverhalten unter diesen Bedingungen, vor allem im Hinblick auf die Verlagerung von Materialien und die „Kompaktion" von Brennstoffen zu untersuchen.

b) Lokaler Brennelementstörfall

Bei einem lokalen Brennelementstörfall wird das Ausbreitungspotential auf benachbarte Brennelemente durch die Bewegung und Wechselwirkung der Materialien bestimmt. Die Ausbreitung kann verursacht werden durch die mechanische Belastung der hexagonalen Brennelementkästen als Folge eines Druckaufbaus aufgrund einer Wechselwirkung zwischen geschmolzenem Brennstoff und Kühlmittel oder durch thermische Belastung. Die thermische Belastung hängt von einer Reihe von Phänomenen wie der Isolierung der Wand der hexagonalen Brennelementkästen durch erstarrte Brennstoffe und den Kühlungsmöglichkeiten des beschädigten Brennstabbündels ab.

Die vorgeschlagenen Versuche sollen sich auf die Untersuchung des Schmelzens der Brennelemente, die Bildung von Blockaden und das Verhalten des Schmelzbades erstrecken.

Aktivitäten

2.5.1 Transientes Brennstoffverhalten (Punkt 1.B.2.3)

Während eines Zeitraums von zwei Jahren ist geplant: (1) Ein im HFR durchzuführendes detailliertes Versuchsprogramm festzulegen, das den Erfordernissen der Mitgliedstaaten, die ein Entwicklungsprogramm „Schnelle Reaktoren" durchführen, optimal entspricht und (2) eine erste Serie von Versuchen durchzuführen.

Die Ergebnisse der Vorbereitungsphase des Programms sowie die erste Serie von Versuchsergeb-

nissen sollten die Grundlage für einen Beschluß über die Durchführung eines umfassenderen Bestrahlungsprogramms darstellen, das in den kommenden Jahren durchgeführt werden könnte.

2.5.2 Phänomene nach einem Brennstoffversagen (Punkt 1.B.2.4)

a) Verlust der Wärmesenke

Es ist vorgesehen, einen Wärmesenkeverlustunfall in einem 37-Stab-Bündel, ausgehend von einer Verringerung des Kühlmitteldurchsatzes und endend mit einem langsamen Brennelementschmelzen zu simulieren. Die Verlagerung der Hüllrohre und die Kompaktion des Brennstoffs sind während der Schmelzphase von besonderer Bedeutung.

Voruntersuchungen haben gezeigt, daß der Reaktor BR2 im CEN MOL für solche Versuche gut geeignet ist. Lokale Blockadeversuche (MOL 7 C-Versuche) wurden in diesem Reaktor bereits erfolgreich durchgeführt.

b) Lokaler Brennelementstörfall

Geplant sind zwei Serien von Versuchen, eine im BR2, die andere im Reaktor SCARABEE.

Bei dem im Reaktor BR2 vorgesehenen Versuchen wird der gesamte Ablauf eines lokalen Störfalls beginnend mit einer lokalen Blockadebildung bis zum Schmelzen eines Brennelementes, die Bildung eines Schmelzbades und die mögliche thermische Ausbreitung auf benachbarte Brennelemente untersucht werden. Die Simulierung des gesamten Unfallablaufs sollte — neben phänomenologischen Daten — auch Informationen über die Evolution des Störfalls enthalten, die für die Bewertung der Nachweisbarkeit eines lokalen Fehlers wichtig ist. Versuche mit einem einzigen Brennstabbündel und zwei Teilabschnitten zweier Bündel sind vorgesehen.

Es wird vorgeschlagen, ähnliche Versuche im Rahmen des Programms SCARABEE durchzuführen, das sich auf die Untersuchung des Verhaltens eines Schmelzbades und seines Kühlungspotentials beschränkt. Der Vorteil von Versuchen, die sich mit einem einzigen Phänomen befassen, besteht darin, das spezifische Parameter leichter variiert werden können (z. B. das Verhältnis von UO_2, rostfreiem Stahl, Spaltprodukten) und daß die Instrumentierung aufwendiger sein kann. Demzufolge ergänzen sich die beiden Versuche (BR2 und SCARABEE).

Unter Berücksichtigung der Tatsache, daß

— die vollständige Durchführung der vorgeschlagenen Versuche verhältnismäßig umfangreiche finanzielle Mittel erfordern würde,

— technische Durchführbarkeitsstudien nicht für alle geplanten Versuche abgeschlossen sind (BR2, SCARABEE zum Teil),

wird eine Vorbereitungsphase von zwei Jahren vorgeschlagen, in der die Einzelheiten der Versuche in Zusammenarbeit mit einzelstaatlichen Sachverständigen weiter erörtert werden sollen. Gegebenenfalls sollen zusätzliche Durchführbarkeitsstudien durchgeführt werden.

Während dieses Zeitraums ist geplant, zwei Versuche im Reaktor SCARABEE und eine erste Reihe von Versuchen im Reaktor HFR durchzuführen.

Gegen Ende 1985 soll ein Beschluß über einen weiteren Versuch in SCARABEE sowie die Fortsetzung der HFR- und BR2-Programme auf der Grundlage weiterer Vorbereitungsarbeiten getroffen werden.

Beitrag der Gemeinschaft

4,8 Mio. ECU

2.6 Transport von Spaltprodukten
(siehe Punkt 1.B.2.6 des Aktionsprogramms)

Zielsetzungen

Dieser Programmabschnitt befaßt sich mit der Beschreibung der Verteilung radioaktiver Stoffe nach schweren Unfällen, der Bewertung des Containments und der Generierung der Quellterme, die bei Rechenprogrammen erforderlich sind, die für die Berechnung etwaiger späterer Schäden der Umgebung verwendet werden. Obwohl das Containment nur selten belastet wird, sind für die Risikoanalyse realistische Quellterme erforderlich. Für die Auslegung des Containments und die Überwachungssysteme nach Unfällen sind realistische interne Verteilungen radioaktiver Materialien erforderlich.

Der Realismus setzt voraus, daß ein übertriebener Konservatismus vermieden wird und daß Phänomene, die dazu führen, die Folgen eines Unfalls abzuschwächen — z. B. die Verringerungen des chemischen Potentials im Zusammenhang mit der Bildung, der Absorption und der Lösung von Verbindungen sowie die Verringerung der Mobilität im Zusammenhang mit der Kondensation und Agglomeration von Aerosolen — in Betracht gezogen werden. Er impliziert ferner, daß die Möglichkeit besteht, von anderen Programmabschnitten oder anderswo realistische Angaben über Temperaturen und Beschreibungen darüber zu erlangen, wie und wann überlastete Spaltproduktbarrieren versagen. Im übrigen sollte der Wunsch nach einem mehr mechanistischen Konzept für die Analyse der Unfallfolgen nicht mit der Notwendigkeit einer hohen Genauigkeit verwechselt werden. Eine größere Belastung des Containments muß ein seltenes Ereignis bleiben.

Die Arbeitsgruppen Sicherheit und Containment haben seit 1978 bestimmte Fragen im Zusammenhang mit dem Transport und der Umschließung von Spaltprodukten geprüft und Untersuchungen in Auftrag gegeben, die eine weitere Festlegung ihres Arbeitsprogramms ermöglichen sollen.

Als Ergebnis dieser Untersuchungen betonen wir nachdrücklich den Wert selbst geringfügiger Verzögerungen zwischen dem Eintritt der Belastung des

Containments und einem Versagen. Eine Pilotuntersuchung über die Bedeutung der chemischen Wechselbeziehungen zwischen Spaltprodukten und anderen Materialien, die in LMFBR enthalten sind, soll die Auswahl der Aktivitäten weiter erleichtern.

Um den größtmöglichen Nutzen aus den grundlegenden technologischen Kenntnissen zu ziehen, die bei der Untersuchung der thermischen Reaktoren erworben wurden, wurde im LMFBR-Programm die Betonung auf Aktivitäten gelegt, die sich aus dem Vorhandensein von Natrium als Kühlmittel und von Natriumoxid als Träger von Spaltprodukten im äußeren Containment ergeben. Der Wert der grundlegenden thermochemischen Daten, die Anwendung der Phasenbildungsanalyse und die Untersuchung der grundlegenderen Aspekte der Aerosolphysik gilt für beide Reaktoren.

Dieses Programm soll zu einem oder mehreren akzeptierten Rechenprogrammen die Beschreibung der theoretischen Radioaktivitätsverteilung nach einem schweren Unfall, zu einem empfehlenswerten Satz von Eingabedaten und zu Quelltermen für die Analyse der Folgen eines Unfalls außerhalb des Standorts führen.

Aktivitäten

— Festlegung eines einheitlichen Satzes von thermodynamischen Daten für die Materialien, die nach dem Schmelzen eines LMFBR-Kerns während eines HCDA vorhanden sind, zur Berechnung von Freisetzungsraten von Spaltprodukten und zur Analyse der Kompatibilitätsprobleme Schmelze-Containment.

  Diese Aktivität wird die theoretische Analyse, die experimentelle Überprüfung von Phasendiagrammen und die experimentelle Überprüfung berechneter Verdampfungsraten für radiologisch wichtige Elemente umfassen, zu denen z. B. Plutonium, höhere Aktiniden, Jod, Cäsium und Ruthenium gehören.

  Für die Beschreibung der Reaktionen zwischen Kernschmelze und Beton ist darüber hinaus auch die Kenntnis der Reaktionsgeschwindigkeiten erforderlich.

  Die experimentellen Arbeiten zur Ermittlung von Gleichgewichtsdaten werden auch einige kinetische Daten für gut definierte Materialien ergeben. Ferner wurde vorgesehen, die vorhandenen Daten über Uran-Beton-Reaktionen zu bewerten und zusätzliche Versuche mit Uran-Plutonium-Gemischen und, in dem für notwendig erachteten Maße, komplexeren Gemischen durchzuführen.

— Radioaktivitätsverteilung im Primärkreislauf eines LMFBR während und nach einem schweren Kernunfall.

  Diese Aktivität erstreckt sich auf die Verteilung der Radioaktivität zwischen dem Brennstoff, den geschmolzenen Materialien (einschließlich Natrium) und den Gasphasen wie den Blasen oder dem Schutzgas.

  Der gewünschte Output besteht aus einem Modell, das die Geschwindigkeit beschreibt, mit der die Radioaktivität den Primärkreislauf durch Lecks verläßt, die beispielsweise in der dicken, verhältnismäßig komplexen Struktur des Tankdeckels entstehen können. Da einige Leckpfade ziemlich lang sein können, ist es gegebenenfalls notwendig, die Verteilung der radioaktiven Elemente im Leck zu berücksichtigen.

  Die vorhandenen Modelle werden in dem Maße weiterentwickelt, wie zusätzliche experimentelle Daten vorliegen. Die zu validierenden Rechenprogramme für Aerosole (siehe nächster Abschnitt) müssen angepaßt werden, um Systeme mit beweglichen Grenzen in Blasen zu beschreiben. Nach einer Erhebung, die eine Koordinierung mit den in den Mitgliedstaaten laufenden Aktivitäten sicherstellen soll, werden Versuche über den Transfer der radioaktiven Elemente von heißen Blasen an Natrium durchgeführt.

— Radioaktivitätsverteilung im äußeren Containment

  Die Bemühungen werden sich im wesentlichen auf Aerosole, die wichtigsten Träger der Radioaktivität, und die Bewertung von Temperatur- und Druckveränderungen bei Unfällen konzentrieren.

  Für die genauere Bewertung der Temperatur- und Druckveränderungen ist die Fortsetzung der Modellierung von Natriumbränden (gemäß dem Programmabschnitt „Sicherheitsaspekte der Natriumtechnologie") und die anschließende Übertragung der Wärme an die verfügbaren Wärmesenken erforderlich.

  Der oben erwähnte Programmabschnitt sieht auch die experimentelle Überprüfung der kinetischen Rechenprogramme von Natriumbränden vor. Einige dieser Versuche werden Daten zur Überprüfung von Rechenprogrammen für Aerosole liefern, die von den Mitgliedstaaten bereits jetzt entwickelt werden.

  Die Weiterentwicklung von Rechenprogrammen für Aerosole soll folgende Punkte umfassen:

  — die Erarbeitung von Modulen, die besonders dichte Aerosole beschreiben,

  — Dämpfungsphänomene in Leckpfaden,

  — die Überprüfung der grundlegenden Gleichungen, die dazu benutzt werden, die Agglomeration, das Absetzen durch Schwerkraft und die Teilchenform zu beschreiben,

  — die eventuelle Fortsetzung von Versuchen, mit denen überprüft werden soll, ob Veränderungen in der Zusammensetzung eines Aerosols bei Veränderung der Zusammensetzung der Quelle korrekt modellmäßig erfaßt wurden, kann erforderlich sein, wenn sich eine Gelegenheit ergeben hat, die neueren Arbeiten auf diesem Gebiet zu analysieren.

  Aerosol-Rechenprogramme für LMFBR haben zahlreiche Charakteristiken gemeinsam mit denen, die für die LWR-Unfallanalyse benützt werden,

— Bewertungen des LMFBR-Containment.

Diese Aktivität kombiniert die Ergebnisse der obenerwähnten Aktivitäten mit Beschreibungen der Containment-Strukturen, der Abschlüsse, der Materialien und der Luftreinigungssysteme, um die für die Beurteilung der Schäden der Umgebung erforderlichen Quellterme zu liefern.

Die in Betracht zu ziehenden Szenarios werden das Versagen von Containment-Systemen und gegebenenfalls Strukturen umfassen.

Beitrag der Gemeinschaft

2,9 Mio. ECU

2.7 Bewegung und Wechselwirkung geschmolzener Materialien
(siehe Punkt 1.B.2.4 des Aktionsprogramms)

Zielsetzungen

Bei LMFBR-Unfällen mit schweren Brennstoffschäden hat die Bewegung geschmolzener Materialien und ihre Wechselwirkung mit dem Kühlmittel und Strukturen einen starken Einfluß auf die spätere Entwicklung des Unfalls. Wenn z. B. ausreichende Mengen von geschmolzenem Brennstoff aus der Kernregion herausgeschleudert werden, kann dies dazu führen, daß die Leistung des Reaktors auf Null reduziert wird, bevor noch größere Teile des Kerns in Mitleidenschaft gezogen werden. Wenn andererseits Spaltstoffe in Regionen transportiert werden, die einen höheren Reaktivitätswert aufweisen, kann die Reaktorleistung steigen und ein Ausmaß erreichen, das den gesamten Kern in Mitleidenschaft zieht und gegebenenfalls zu seiner Zerstörung führt. Es ist anzumerken, daß diese Szenarios auf der Hypothese basieren, daß die Abschaltsysteme nicht eingreifen; sie sind daher sehr wenig wahrscheinlich.

Hieraus ergibt sich, daß Materialbewegungen während allen Phasen eines Unfalls in Betracht zu ziehen sind, der mit schweren Brennelementschäden verbunden ist. Angesichts der großen Zahl verhältnismäßig komplexer Phänomene, die hier mitspielen, ist eine relativ aufwendige mathematische Modellierung erforderlich. Unter den in Betracht kommenden Phänomenen ist der Austausch von Energie, Masse und Bewegung zwischen verschiedenen Komponenten (Stahl, Brennstoff, Kühlmittel, Spaltprodukte) und Phasen (fest, flüssig, gasförmig) von entscheidender Bedeutung. Sie beeinflussen z. B. die Umwandlung von Wärmeenergie in mechanische Energie, die ihrerseits die Belastung und das mögliche Versagen von Kern- und Umschließungsstrukturen bestimmt. Der Angriff der Kernstrukturen durch geschmolzene Materialien ist eine weitere mögliche Ursache des Strukturversagens.

Während der ersten Unfallphasen sind Phänomene wie das Erstarren geschmolzener Materialien wichtig, da das Herausschleudern von Brennstoff aus dem Kern in den Sammelraum durch bestimmte Blockaden gestoppt oder reduziert werden kann.

Obwohl sowohl in den Mitgliedstaaten als auch in den USA große Anstrengungen unternommen werden, um Bewegung und Wechselwirkung geschmolzener Materialien modellmäßig darzustellen, sind die bisherigen Ergebnisse vom Standpunkt einer realistischen Beschreibung her gesehen noch immer nicht voll zufriedenstellend. In der Regel werden konservative Hypothesen zugrunde gelegt, die zu sehr hohen Freisetzungen von mechanischer Energie bei Unfällen des Typs Kühlmitteldurchsatzausfälle und Überleistungstransienten führen. Diese sehr hohen Energiefreisetzungen werden nunmehr als physikalisch unmöglich angesehen.

Eine realistischere Beschreibung dieser Phänomene, die das Hauptziel der vorgeschlagenen Forschungsarbeiten ist, sollte die Argumente zur Ausschaltung eines übertriebenen Konservatismus liefern.

Neben einem direkten Beitrag zu den Forschungsarbeiten in diesem Bereich sollte eine Gemeinschaftsaktion auch einen Beitrag zur Straffung der laufenden Arbeiten und zur Stimulierung des Informationsaustauschs zwischen allen Ländern leisten, die Arbeiten auf diesem Gebiet durchführen.

Die derzeitigen Arbeiten der GFS und die im nächsten Mehrjahresprogramm vorgesehenen Aktivitäten zur Entwicklung des EAC, zur Verbesserung und Validierung des SIMMER-Rechenprogramms, zur Wechselbeziehung zwischen Brennstoff und Kühlmittel (FCI), zu Blockier- und Erstarrungsphänomenen sowie zur Wärmeabfuhr nach einem Unfall stellen eine wertvolle Grundlage für eine umfassendere Gemeinschaftsaktion dar.

Die Sachverständigengruppen WAC (Whole Core Accident Code) und CONT (Containment Loading and Response) der Arbeitsgruppe Sicherheit Schneller Reaktoren (SWG) haben die auf diesem Gebiet laufenden Programme sehr aufmerksam verfolgt und Vorschläge für künftige Aktivitäten vorgelegt.

Aktivitäten

— Festlegung eines einheitlichen thermophysikalischen und thermomechanischen Datensatzes für Materialien, die für die Analyse schwerer Unfälle von Bedeutung sind,

— Entwicklung und Validierung von Rechenprogrammen für die Behandlung von Mehrphasen- und Mehrkomponentenphänomenen,

— experimentelle Untersuchung spezifischer Probleme geschmolzener Materialien, z. B. Herausschleudern aus dem Kern, Wechselbeziehung mit Strukturen.

Beitrag der Gemeinschaft

6 Mio. ECU

Stellungnahme des Euratom-Ausschusses für Wissenschaft und Technik zu den Vorschlägen der Kommission für das Programm der Gemeinsamen Forschungsstelle 1984 bis 1987 (nuklearer Teil) und für das Programm in Kostenteilung auf dem Gebiet der Reaktorsicherheit 1984 bis 1987

Der Ausschuß für Wissenschaft und Technik prüfte anläßlich seiner Sitzung vom 20. Mai 1983 die dem Rat durch die Kommission zu unterbreitende Mitteilung bezüglich der oben genannten Programme.

Der Ausschuß hatte bereits anläßlich seiner letzten Sitzung am 18. April 1983 die Kommissionsvorschläge für ein Rahmenprogramm für Forschung, Entwicklung und Demonstration der wissenschaftlich-technischen Tätigkeiten der Gemeinschaft für die Periode 1984 bis 1987 diskutiert (Dok. COM(82) 865 endg.). Auf der gleichen Sitzung diskutierte der Ausschuß die Richtlinien für die vorgeschlagenen Tätigkeiten auf dem Gebiet der Entwicklung der Kernenergie wie sie in Dokument XII/316/83 „Vorschlag für ein Aktionsprogramm 1984 bis 1987 zur Entwicklung der Kernenergie" beschrieben sind.

Auf seiner Sitzung vom 20. Mai 1983 diskutierte der Ausschuß das Programm der GFS und die Aktion in Kostenteilung auf dem Gebiet der Reaktorsicherheit im Licht des von der Kommission vorgeschlagenen Aktionsprogramms 1984 bis 1987 auf dem Gebiet der Kernenergie. Der Ausschuß begrüßte die Gesamtdarstellung der gemeinschaftlichen F, E und D-Aktivitäten auf dem Gebiet der Kernenergie.

Insbesondere behandelte der Ausschuß das Programm „Nukleare Sicherheit", das sowohl Teil der direkten Aktion, wie auch einer Aktion in Kostenteilung ist, sowie den nuklearen Teil des vorgeschlagenen Programms der GFS.

I. Allgemeine Betrachtungen

1. Der Ausschuß betonte gegenüber der Kommission die Notwendigkeit, Flexibilität bei der Formulierung und Ausführung des Programms vorzusehen. Der Ausschuß nahm zur Kenntnis, daß es nicht möglich sein würde, größere neue Initiativen, wie den Bau einer großen Maschine mit den gegenwärtigen Mitteln zu finanzieren und daß solche Initiativen ein zusätzliches Budget erfordern würden. Die gegenwärtig vorhandene Flexibilität würde nur ausreichen, neue Projekte in der Größenordnung von 10 bis 15 MECU zu finanzieren.
2. Um die Flexibilität zu steigern, unterstrich der Ausschuß die Notwendigkeit, klare Richtlinien direktiver Verantwortlichkeit zu erhalten.
3. Der Ausschuß hält Programme dieses Umfangs in ihrer Natur entwicklungsfähig und machte die folgenden Empfehlungen, um die Kommission diesbezüglich zu beraten.
4. Der Ausschuß wünscht zu diesem Entwicklungsprozeß hinzugezogen und beteiligt zu werden und erbittet insbesondere solche Information, die erforderlich ist, um ein vollständiges Bild dieser Entwicklung zu bekommen.
5. Der Ausschuß nahm mit Zufriedenheit die Zunahme der Aktionen in Kostenteilung im vorliegenden Programm zur Kenntnis wegen des von solchen Aktionen ausgehenden Multiplikationseffekts.

II. Empfehlungen

Mit Hinweis auf die untenstehenden Bemerkungen billigte der Ausschuß die Ausrichtung des Programms und die Zuweisung der Mittel.

1. Fusion

Der Ausschuß nahm zur Kenntnis, daß im laufenden Programm in Kostenteilung auf dem Gebiet der Fusion ein Betrag von ungefähr 45 MECU durch die Kommission für Technologie-Aktivitäten vorgesehen sind.

Der Ausschuß bekräftigte die Notwendigkeit von Forschung auf dem Gebiet der Fusionssicherheit, meinte aber, daß jetzt und noch für längere Zeit die Arbeiten auf allgemeine Probleme konzentriert sein sollten.

Der Ausschuß hielt es für angebracht, im Rahmen dieser Arbeiten einige Betrachtungen zur Handhabung von Fusionsabfall vorzusehen.

2. Reaktorsicherheit

Der Ausschuß unterstützte die vorgesehene Kopplung der kostengeteilten und direkten Aktionen und unterstrich die Bedeutung geeigneter Gemeinschaftsbeteiligungen an außerhalb der Gemeinschaft durchgeführten Projekten. Der Ausschuß empfahl im Rahmen der Entwicklung des Programms Anstrengungen zu machen, Mittel für Tätigkeiten auf dem Gebiet der Unfallminderung für solche der Unfallvorbeugung (menschliche Einflüsse, Beziehung Mensch — Maschine, Wartung von Komponenten und Systemen) zu übertragen. Jedoch sollten Probleme der Ablagerung von Spaltprodukten und der Dekontamination auf Gemeinschaftsebene analysiert werden. Die mögliche Verwendung großer in der GFS verfügbarer Containmentvolumina zur Untersuchung der Verteilung

und Verbrennung von Wasserstoff sollte untersucht werden. Die Bedeutung einer Verstärkung des LOBI-Projekts und der vollen Ausnützung der Versuchseinrichtung wurde betont.

Der Ausschuß unterstrich die Bedeutung der Sicherheit schneller Brüter und stimmte der allgemeinen Darstellung des entsprechenden Programms zu.

3. Radioaktiver Abfall

Der Ausschuß unterstrich die Bedeutung aller Aktivitäten auf dem Gebiet der Alpha-Abfallbehandlung, die eine Reduzierung des Gehalts an Alpha-Strahlern im Abfall und auf die vollständige Charakterisierung des Abfalls im Hinblick auf seine Endlagerung abzielen.

4. Kontrolle von spaltbarem Material

Der Ausschuß begrüßte die Zunahme der Aktivitäten auf diesem Gebiet. Er unterstützte insbesondere die Schaffung eines Eichlaboratoriums und von Übungseinrichtungen für Sicherheitsinspektoren und Betriebspersonal.

5. Nukleare Brennstoffe und Aktinide-Forschung

Der Ausschuß nahm Kenntnis und billigte die Absicht der Kommission, einen Teil der Kapazitäten des Forschungszentrums Karlsruhe zur Unterstützung der unter 2.3 und 4. genannten Programme einzusetzen.

Der Ausschuß empfahl der Kommission, die für Untersuchungen fortgeschrittener Brennstoffe und zur sicheren Handhabung von Brennelementen vorhergesehene Mittel nochmals zu überprüfen.

III. Schlußbemerkung

Die gemachten Ausführungen sind das Ergebnis einer sehr kurzen Diskussion. Der Ausschuß möchte die einzelnen Programme ausführlicher betrachten, bevor sie endgültig in Angriff genommen werden.

Endstellungnahme

Abschnitt Reaktorsicherheit des Forschungsaktionsprogramms

29. Beratender Programmausschuß Reaktorsicherheit

16. bis 17. Mai 1983

Die 29. Tagung des Beratenden Programmausschusses Reaktorsicherheit fand am 16. und 17. Mai 1983 statt. Die Hauptaufgabe des Ausschusses auf dieser Tagung war es, die allgemeinen Ziele des Programms Reaktorsicherheit, wie sie in den Kommissionsunterlagen (Teile von ACS-335-e „Vorschläge für ein Aktionsprogramm 1984 bis 1987 über die Entwicklung der Energie durch Kernspaltung", ACS-336-e „Die zukünftigen Aktivitäten der GFS", soweit Reaktorsicherheit betroffen ist, ACS-332-e „Vorschlag für ein Forschungsprogramm mit Kostenteilung Reaktorsicherheit 1984 bis 1987" und ACS-331-e „Vorschlag für das GFS-Mehrjahresprogramm 1984 bis 1987") vorgeschlagen sind, zu erörtern und beratend dazu Stellung zu nehmen.

Zu Beginn der Tagung wurde dem Beratenden Programmausschuß mitgeteilt, daß die Vorschläge im Hinblick auf die in Dokument COM(82)865 endg. dargelegte Strategie ausgearbeitet worden sind. Diese Strategie sieht im wesentlichen vor, daß alle von der Kommission geförderten Forschungsvorhaben den im Rahmenprogramm ausgeführten Zielen entsprechen sollen und entweder als direktes Aktionsprogramm (GFS) oder in Kostenteilungsvorhaben oder als eine Verbindung von beiden Aktionen durchzuführen sind.

Der Ausschuß erkennt die Bedeutung dieser Vorschläge der Kommission an, von denen erwartet werden kann, daß sie den Gesamtnutzen steigern und die Integration der Forschungstätigkeiten in der Gemeinschaft fördern. Der Beratende Programmausschuß unterstützt die zu erwartende enge Verbindung zwischen den vorgeschlagenen Aktionen in Kostenteilung und den Vorhaben in direkter Aktion für die verschiedenen technischen Gebiete des Programms.

Allgemein wurde zugestimmt, daß die Auswahl der technischen Gebiete durch die Kommission fortgesetzt werden sollte und sechs der Delegationen unterstützten die insgesamt ausgewogene Aufteilung zwischen direkten Aktionen (GFS) und Kostenteilungsvorhaben, wobei sie jedoch unterstrichen, daß eine weitere ins einzelne gehende Überprüfung erforderlich sei. Die holländische Delegation hält eine noch umfangreichere Unterrichtung und weitere Beratung für erforderlich, ehe sie Stellung nehmen kann. Die deutsche Delegation äußerte den Wunsch, daß größerer Nachdruck auf die zu erzielende Zusammenarbeit unter den Mitgliedsländern durch konzertierte Aktion zusätzlich zur Aktion in Kostenteilung gelegt werde und gleichzeitig äußerte sie weiterhin Vorbehalte zum Haushalt der Kostenteilungsvorhaben und zu der Aufteilung zwischen dieser Aktion und dem direkten Aktionsprogramm. Die französische Delegation gab eine qualifizierte Billigung ab, wobei sie darauf hinwies, daß eine Änderung des Haushalts für Kostenteilungsvorhaben, falls sie verlangt würde, im Sinne solcher Prioritäten, die in Verbindung mit den Tätigkeiten stehen, in denen die Kompetenzen der GFS den Wert der Zusammenarbeit in der Gemeinschaft steigern, erfolgen sollte.

Die Erörterung des Programms teilte sich auf in vier Hauptgebiete, nämlich: Störfallverhütung und Störfallanalyse jeweils für Leichtwasserreaktoren und für natriumgekühlte schnelle Brutreaktoren.

Zur Störfallverhütung bei Leichtwasserreaktoren stimmte der Ausschuß der vorgeschlagenen Arbeit auf den Gebieten Abschätzung von Risiko und Zuverlässigkeit wie auch Unversehrtheit von Komponenten und Systemen zu. Einige Delegationen äußerten sich zugunsten einer noch unmittelbareren Beteiligung der GFS auf dem Gebiet der menschlichen Faktoren. Andere unterstrichen die Bedeutung einer Stärkung der Bemühungen der Kommission zur Entwicklung von Methodologien probabilistischer Risikobeurteilung. Der Ausschuß nahm davon Kenntnis, daß die Kommission eine Studie in Angriff genommen hat über die Machbarkeit, den Wert und das mögliche Programm eines Vibrationstisches mittlerer Größe für die Erdbebenforschung. Es wurde unterstrichen, daß die GFS Angaben über ähnliche Installationen und damit zusammenhängende Forschungsprogramme, einschließlich solcher außerhalb der Gemeinschaft, als Teil dieser Studie einholen sollte.

Hinsichtlich der Störfallanalyse bei Leichtwasserreaktoren teilten die vorgelegten Unterlagen der Kommission der Einfachheit halber den Fragenkomplex in drei Gebiete:

— Phänomene des Reaktorkerns unter 1 200° C

— Phänomene des Reaktorkerns über 1 200° C

— Verhalten von Spaltprodukten und der äußeren Sicherheitsumschließung bei schweren Störfällen.

1. Allgemein besteht der Wunsch, den Nutzen von LOBI für die Gemeinschaft zu vergrößern, und die vorgeschlagene Personalvergrößerung findet Unterstützung. Die damit verbundene Tätigkeit der Code-Erfassung wird unterstützt und die Notwendigkeit, die Tätigkeit mit anderen Grup-

pen gleicher Tätigkeiten der Code-Erfassung (CSNI) abzustimmen, hervorgehoben. Das Erfordernis einer sinnvollen Integration in den internationalen Rahmen dieser Tätigkeiten, besonders auch der Tätigkeiten in den Mitgliedsländern (z. B. BETHSY), wurde unterstrichen. Zu diesem Zweck besteht Neigung zur Unterstützung einer Verbindung der verschiedenen beratenden Gruppen (LOBI, Gruppe A).

2. Die ausdrückliche Integration des vorgeschlagenen Programms der GFS für die Störfallanalyse schwerer Störfälle in die geplanten Kostenteilungsvorhaben wurde allgemein als eine wünschenswerte Möglichkeit angesehen, in die Richtung einer Gemeinschaftsanschauung der Phänomene bei schweren Störfällen in Leichtwasserreaktoren weiterzugehen. Doch ein möglicher Konflikt zwischen den Erfordernissen an Personal für diese Aktion und der Code-Erfassung unter 1. wurde erkannt. Der Ausschuß hält es für wünschenswert, eine Neuabstimmung des Personals für diese beiden Programmbereiche mit der Absicht einer Verstärkung der Arbeit der Code-Erfassung thermohydraulischer Aspekte vorzunehmen.

3. Das Kostenteilungsvorhaben für äußere Gaswolkenexplosionen sollte weiterhin zu der erforderlichen Fertigstellung der laufenden Arbeit beitragen. Es wird als angemessen angesehen, mit dem ersten Kostenteilungsvorhaben in zwei wichtigen Gebieten, Wasserstoffphänomene und Spaltproduktverhalten innerhalb der Sicherheitsumschließung, zu beginnen.

   Mit Hinblick auf die Inangriffnahme des Kostenteilungsvorhabens für Wasserstoffphänomene und Spaltproduktverhalten innerhalb der Sicherheitsumschließung sollte die GFS, zuerst in bescheidenem Rahmen, Fachkenntnisse in diesen beiden Gebieten erwerben.

   Das Thema Ausbreitung von Spaltprodukten in der Luft ist ein Gebiet, das sich in besonderer Weise für eine Zusammenarbeit innerhalb der Gemeinschaft eignet.

Hinsichtlich der Störfallverhütung für natriumgekühlte schnelle Brutreaktoren billigt der Ausschuß allgemein Kostenteilungsvorhaben auf dem Gebiet Instrumentierung, Regel- und Schutzssysteme. Die GFS sollte zu diesen Studien einen Beitrag leisten. Während der Ausschuß im allgemeinen die Tätigkeiten für Integrität der Komponenten und Strukturen unterstützt, schlägt er doch vor, daß diese sich auf die Entwicklung allgemein anwendbarer Modelle konzentrieren sollten.

Der Ausschuß billigte die Gesamtziele der Arbeit unter der Bezeichnung Störfallanalyse für natriumgekühlte schnelle Brutreaktoren.

Der Ausschuß ist sich bewußt, daß die in der GFS durchgeführten Untersuchungen des Natriumsiedens gegen Ende des Jahres 1984 neu ausgerichtet werden müssen und daß er gegebenenfalls Empfehlungen zu einer solchen Neuausrichtung zu leisten hat.

Der Ausschuß nahm zur Kenntnis, daß Experimente im Reaktor zum Brennstoffverhalten sich in der Planungsphase befinden und daß in den vorgeschlagenen Haushalt nur wenige Versuche eingeschlossen sind.

Auf dem Gebiet der Störfallanalyse für schwere Störfälle legt der Ausschuß Vorrang auf die Nutzung bestehender Einrichtungen und gab seine Zustimmung dazu, daß vor Beginn neuer Tätigkeiten das bestehende Programm ordnungsgemäß zu Ende geführt werden solle. Eine starke Unterstützung fand die Arbeit über Integrität von Strukturen bei dynamischer Belastung. Rechenhilfen, die bereits entwickelt sind oder in Entwicklung begriffen sind, sollten beibehalten werden.

Druck: Bonner Universitäts-Buchdruckerei, 5300 Bonn
Alleinvertrieb: Verlag Dr. Hans Heger, Postfach 20 08 21, Herderstraße 56, 5300 Bonn 2, Telefon (02 28) 36 35 51
ISSN 0722-8333